



**KERNFORSCHUNGSANLAGE JÜLICH GmbH**  
Institut für Reaktorwerkstoffe

**FORSCHUNG FÜR DIE SICHERHEIT  
DES BRENNSTOFFKREISLAUFS**

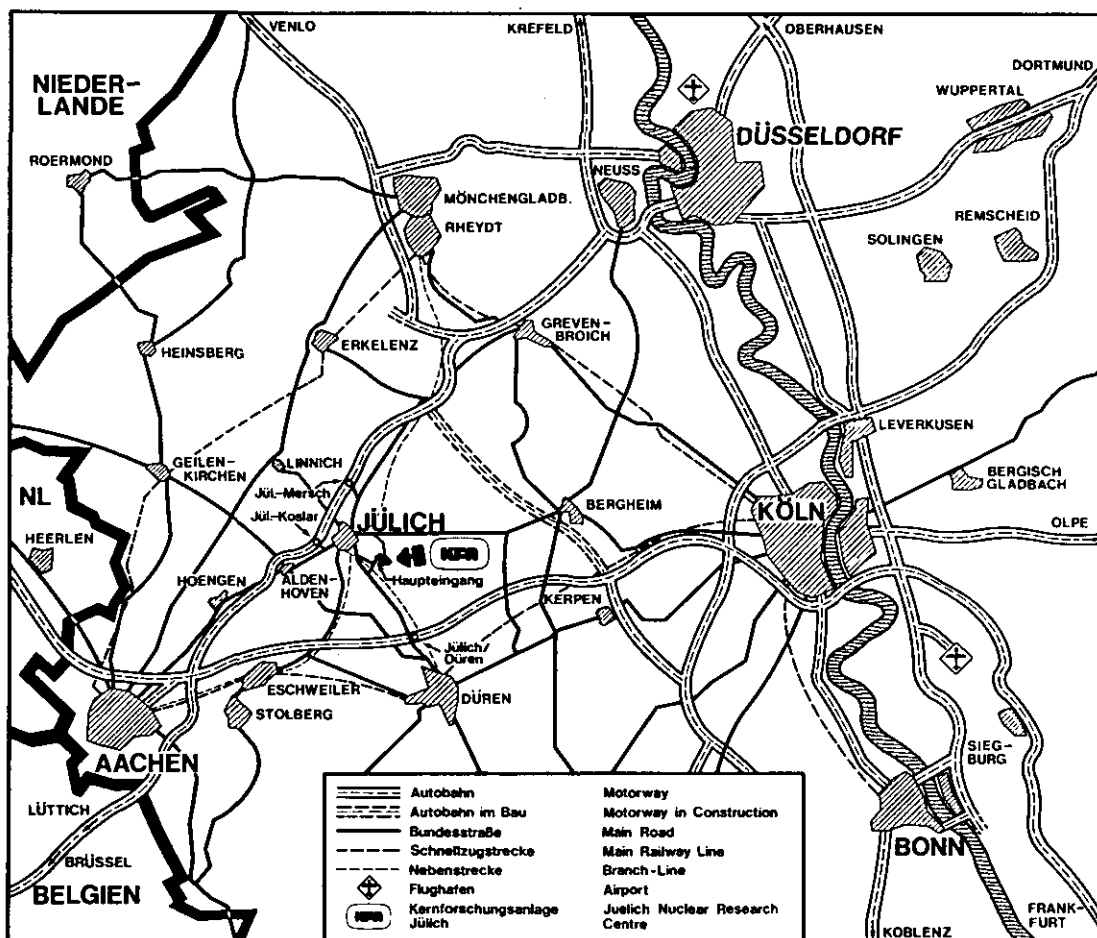
von

H. Nickel  
J. Linke  
W. Viefers

**Jül - Spez - 247**

**März 1984**

ISSN 0343-7639



Als Manuskript gedruckt

## Spezielle Berichte der Kernforschungsanlage Jülich - Nr. 247

Institut für Reaktorwerkstoffe Jül - Spez - 247

Zu beziehen durch: ZENTRALBIBLIOTHEK der Kernforschungsanlage Jülich GmbH  
Postfach 1913 · D-5170 Jülich (Bundesrepublik Deutschland)  
Telefon: (0 24 61) 610 · Telex: 8 33 556 kf d

# **FORSCHUNG FÜR DIE SICHERHEIT DES BRENNSTOFFKREISLAUFS**

**auszugsweise vorgetragen auf der  
DAtF Wintertagung (6./7. Febr. 1984)  
»Forschung für die Kerntechnik;  
die Rolle der Großforschung«  
Deutsches Atomforum e.V., Bonn**

**von: H. Nickel  
unter Mitarbeit von: J. Linke  
W. Viefers\***

**\*) Gesellschaft für Reaktorsicherheit mbH, Köln**

RESEARCH FOR THE SAFETY  
OF THE NUCLEAR FUEL CYCLE

extracts from this paper were presented on the  
DAtF Wintertagung 1984 (Feb. 6/7, 1984)  
"Forschung für die Kerntechnik;  
die Rolle der Großforschung"  
Deutsches Atomforum e.V., Bonn

by: H. Nickel  
in collaboration with: J. Linke  
W. Viefers<sup>+)</sup>

<sup>+)</sup>  Gesellschaft für  
Reaktorsicherheit mbH, Köln

Abstract

In the Federal Republic of Germany, different stages have been reached in the development of methods for the production and for the disposal of nuclear fuel elements: From a safety engineering point of view, further research and development of production methods is no longer necessary. With regard to the disposal end of the fuel cycle ('Entsorgung'), the feasibility of interim storage and reprocessing has been a prerequisite for the operation approval of nuclear plant. The licensing approval is currently based on

- dry storage of irradiated fuel in transport casks (Gorleben, Ahaus);
- reprocessing contracts with foreign facilities (COGEMA, BNFL);
- reprocessing in a national facility (WA-350);
- final storage in deep geological formations (Gorleben, Konrad).

Numerous research and development activities on nuclear fuel disposal have been started in recent years; most of these programmes now have been successfully completed. The few continuing programmes are concerned with safety engineering and comprise the minimization of the amount of waste, the recycling of plutonium, waste product quality, reduction of radiation exposure, and long-term final storage with and without reprocessing.

From the available results, it can be deduced that as regards safety engineering there can be no objection to closing the light water reactor fuel cycle.

FORSCHUNG FÜR DIE SICHERHEIT  
DES BRENNSTOFFKREISLAUFS

auszugsweise vorgetragen auf der  
DAtF Wintertagung (6./7. Febr. 1984)  
"Forschung für die Kerntechnik;  
die Rolle der Großforschung"  
Deutsches Atomforum e.V., Bonn

von: H. Nickel  
unter Mitarbeit von: J. Linke  
W. Viefers<sup>+)</sup>

<sup>+)</sup>  Gesellschaft für  
Reaktorsicherheit mbH, Köln

Zusammenfassung

Die Bereiche der Ver- und Entsorgung im nuklearen Brennstoffkreislauf in der Bundesrepublik Deutschland haben einen unterschiedlichen Status erreicht: Auf dem Gebiet der Brennstoffversorgung sind aus sicherheitstechnischer Sicht keine Forschungs- und Entwicklungsarbeiten mehr erforderlich. Im Bereich der Entsorgung wurden in der Vergangenheit die Realisierbarkeit von Zwischenlagerung und Wiederaufarbeitung als Entsorgungsnachweis bei der Genehmigung von Kernkraftwerken herangezogen. Heute stützt sich dieser Nachweis bei der Genehmigung neuer Kernkraftwerke primär auf

- Trockenlagerung in Transportbehältern (Gorleben, Ahaus),
- Verträge mit ausländischen Wiederaufarbeitungsanlagen (COGEMA, BNFL),
- Wiederaufarbeitung in einer nationalen Anlage (WA-350),
- Endlagerung in tiefen geologischen Formationen (Gorleben, Konrad).

Hierzu wurden in der Vergangenheit zahlreiche F+E-Arbeiten in Angriff genommen und größtenteils bereits erfolgreich abgeschlossen. Einige Aktivitäten von sicherheitstechnischer Relevanz werden fortgeführt; hierzu zählen die Optimierung von Verfahrensschritten im Hinblick auf die Abfallminimierung, die Plutonium-Rezyklierung, die Qualität der Abfallgebinde, die Reduzierung der Strahlenbelastung, langfristige Programme für die Endlagerung sowie Projekte zur direkten Endlagerung.

Der Stand der bisherigen Untersuchungen läßt keine Zweifel aufkommen, daß das Schließen des Brennstoffkreislaufs für LWR-Brennstoff aus sicherheitstechnischer Sicht verwirklicht werden kann.

## 1. Einleitung

Der nukleare Brennstoffkreislauf wird zweckmäßigerweise in die Versorgung der Kernkraftwerke mit Kernbrennstoffen und deren Entsorgung unterteilt /1/. Zur Versorgung rechnet man die Schritte:

- Prospektion sowie Erschließung von Uran- und Thoriumlagerstätten und Gewinnung von Erzen und deren Aufbereitung
- Gewinnung und Reinigung von natürlichem Uran und Thorium
- Konversion des  $U_3O_8$  zu  $UF_6$
- Anreicherung des  $^{235}U$  auf 2 - 3 % für LWR bzw. bis zu hohen Anreicherungsgraden für andere Reaktorkonzepte
- Herstellung von Brennelementen; eventuell auch aus wiederaufgearbeitetem, zurückgewonnenem Uran bzw. Plutonium zur Rezyklierung

Zur Entsorgung zählen:

- Lagerung und Transport abgebrannter Brennelemente, einschließlich mittelfristiger Zwischenlagerung
- Wiederaufarbeitung oder direkte Endlagerung ohne Wiederaufarbeitung
- Konditionierung und Sicherstellung resp. Endlagerung radioaktiver Abfälle, meistens in tiefen geologischen Formationen

Aufgrund der langfristigen Erfahrung auf dem Gebiet der Versorgung stellen sich heute schwerpunktmäßig Fragen nach den wirtschaftlich erschließbaren weltweiten Uranerzvorkommen sowie deren Verfügbarkeit und der garantierten Zugangssicherheit für deutsche Unternehmen. Kaum eine Rolle spielt dagegen bei den hochentwickelten Techniken für die Schritte der Prospektion, der Erzgewinnung und Aufbereitung die Frage nach Forschung im Sinne der Sicherheitstechnik, jedoch im Sinne der Verfahrensoptimierung. Ähnlich stellt sich die Situation bei der Erzverarbeitung sowie bei Uran- bzw. Thoriumreinigung und der Herstellung der für die weiteren Schritte erforderlichen chemischen Verbindungen z. B. für die Anreicherung von Uranhexafluorid ( $UF_6$ ) dar. Auch bei den heute im wesentlichen verwendeten Verfahren zur Urananreicherung, dem Gasdiffusions- und dem Gaszentrifugenprozeß sind aus sicherheitstechnischer Sicht keine Forschungs- und Entwicklungsarbeiten mehr erforderlich. Stand der Technik ist ebenfalls die Brennelementherstellung für die verschiedenen Reaktortypen. Beachtliche Erfahrungen liegen aufgrund erfolgreich durchgeführter Plutonium-Rezyklierungs-Programme in einer Reihe von Leichtwasserreaktoren sowie zum Einsatz von Pu-Brennelementen in Schnellen Brutreaktoren vor. Zur Optimierung der Herstellung von Uran-Plutoniummischoxid (MOX) Brennelementen sind jedoch noch F+E-Arbeiten erforderlich.

Auf dem Gebiet der Entsorgung wurde im letzten Jahrzehnt in einem umfangreichen Forschungs- und Entwicklungsprogramm ein gegenüber dem Versorgungsbereich vorhandener Rückstand aufgeholt. Die Reaktorsicherheitskommission (RSK) und die Strahlenschutzkommission (SSK) befassen sich seit einer Reihe von Jahren im Rahmen ihres Beratungsauftrages für den Bundesminister des Innern (BMI) im Zusammenhang mit Fragen des Brennstoffkreislaufes schwerpunktmäßig mit Themen der Entsorgung. So haben die RSK und die SSK zum ehemals geplanten integrierten nuklearen Entsorgungszentrum in einer am 20. Oktober 1977 verabschiedeten gemeinsamen Empfehlung die grundsätzliche sicherheitstechnische Realisierbarkeit dieser Anlage bestätigt /2/.

Das bedeutete, daß nach Meinung der Kommissionen die erforderlichen Kenntnisse und technischen Mittel vorhanden waren oder rechtzeitig hätten beschafft werden können, um das nukleare Entsorgungszentrum entsprechend den Genehmigungsvoraussetzungen von § 7 Abs. 2 bzw. § 9 des Atomgesetzes (AtG) zu errichten und zu betreiben.

In ihrer Empfehlung stellten die Kommissionen fest, daß alle vorgesehenen technischen und chemischen Verfahren so weit ausgereift seien oder projektbegleitend entwickelt werden könnten, daß keine Bedenken gegen ihren Einsatz bestünden und daß alle vorgesehenen Verfahren bereits so weit erprobt seien, daß sie auf großtechnische Maßstäbe übertragen werden können.

Die von den Kommissionen ausgesprochenen Empfehlungen zu einzelnen Teilaspekten sowie die aufgeworfenen sicherheitstechnischen Fragen, die zum Teil einer weiteren Behandlung durch Forschungs- und Entwicklungsarbeiten bedurften, stellten die grundsätzliche sicherheitstechnische Realisierbarkeit nicht infrage. Sie hätten entsprechend dem stufenweisen Vorgehen bei der Errichtung des Entsorgungszentrums projektbegleitend gelöst werden können, wie dies auch heute noch in anderen Ländern für solche Anlagen geplant wird und in anderen im Aufbau begriffenen Industriezweigen üblich ist.

Am 15. Februar 1978 wurde daraufhin von RSK und SSK eine Zusammenstellung von sicherheitstechnischen Fragestellungen verabschiedet, die von Zeit zu Zeit dem Stand ihrer Bearbeitung und der Beratungen in den Kommissionen entsprechend fortgeschrieben werden sollten. Zum Zeitpunkt ihrer Verabschiedung stellte diese den Beratungsstand, einschließlich der von RSK/SSK empfohlenen Forschungs- und Entwicklungsarbeiten und Untersuchungen dar /3/. Diese Darstellung befaßte sich ausschließlich mit sicherheitstechnischen Fragen und beinhaltete nicht die in breit angelegter Form vom Bundesminister für Forschung und Technologie (BMFT) und der Industrie geförderten F+E-Arbeiten zum Thema Brennstoffkreislauf. Die empfohlenen Arbeiten wurden je nach Stand des Wissens und der Bedeutung für die Genehmigungsverfahren in Prioritätskategorien eingeteilt. In den letzten Jahren wurden die noch offenstehenden Fragen, soweit sie auch für das heutige Entsorgungskonzept mit der sogen. Wiederaufarbeitungsanlage WA-350 relevant sind, fortgeschrieben und im Jahre 1983 zusammengefaßt. Die RSK befaßte sich darüber hinaus im Zusammenhang mit weiteren Fragen des Brennstoffkreislaufes u. a. mit den Transport- und Lagerbehältern sowie der Brennelementzwischenlagerung, der Endlagerung radioaktiver Abfallstoffe, der Plutoniumrückführung und den "Anderen Entsorgungstechniken". Die RSK prüfte in ihren Empfehlungen ob gegebenenfalls aus sicherheitstechnischer Sicht noch zusätzliche F+E-Arbeiten durchzuführen seien.

Dieser Bericht wird sich zunächst jeweils mit einer Beschreibung des derzeitigen Standes der einzelnen Teilgebiete befassen und dabei auf die aus der Sicht der Kommissionen erforderlichen Forschungs- und Entwicklungsarbeiten eingehen. Der Verzicht auf Kolokation durch den Übergang vom integrierten Entsorgungszentrum zum integrierten Entsorgungskonzept dürfte sich kaum auf die noch durchzuführenden F+E-Arbeiten auswirken, obwohl durch diese Entscheidung Fragen des Waste-Transports an Bedeutung gewonnen haben. Wegen des heute erreichten hohen Standes der Sicherheitstechnik bei der industriellen Fertigung auf dem Gebiet der Versorgung wird im folgenden insbesondere der Bereich der Entsorgung diskutiert.

## 2. Sicherheit von kerntechnischen Anlagen

Das zentrale Thema im Zusammenhang mit der friedlichen Nutzung der Kernenergie ist die Frage nach der Sicherheit von Kernkraftwerken aber auch von Anlagen des Brennstoffkreislaufes wie der Wiederaufarbeitung oder des Endlagers für radioaktive Stoffe. Bei der friedlichen Nutzung der Kernenergie wurde wegen des erheblichen Gefahrenpotentials für die Umwelt durch die radioaktiven Spaltprodukte eine für alle kerntechnischen Anlagen gültige Sicherheitsphilosophie entwickelt, deren Aufgabe es ist, dieses radioaktive Material aus dem ökologischen System fernzuhalten. Das bedeutet, daß durch den Einsatz von Sicherheitssystemen sowohl im bestimmungsgemäßen, d. h. Normalbetrieb als auch bei Auslegungsstörfällen die Umwelt wirksam vor radioaktiven Stoffen und deren emittierter Strahlung geschützt wird. Das rechtliche Instrumentarium zum Schutz der Bevölkerung vor möglichen Gefahren durch Errichtung und Betrieb kerntechnischer Anlagen ist im Atomgesetz gegeben. Kriterien und Leitlinien, kerntechnische Regeln und Strahlenschutzvorschriften beschreiben den Rahmen der Auslegungsbestimmungen zur Sicherheit dieser Anlagen. Unabhängig vom Anlagentyp gilt das sogen. Barrierenkonzept, d. h. der Einschluß radioaktiver und sonstiger Stoffe gegenüber der Umwelt erfolgt grundsätzlich durch mehrere einander umgreifende Barrieren. Dabei sind Materialbarrieren (z. B. Behälterwände, Rohrleitungen oder Filter) und physikalische Barrieren (z. B. gerichtete Strömung durch Druckdifferenz) zu unterscheiden. In Abb. 1 sind die in den unterschiedlichen kerntechnischen Systemen Kernkraftwerk, Wiederaufarbeitungsanlage und Endlager verwendeten materiellen Barrieren gegenübergestellt. Zur Einhaltung der Schutzfunktionen werden z. B. in den oberirdischen Anlagen diese Barrieren und sonstige für die Sicherheit wichtige Komponenten bei der Werkstoffwahl und Fertigung einer ständigen Prüfung und während des Betriebes - soweit möglich und erforderlich - entweder einer kontinuierlichen Überwachung durch Meßsysteme oder in vorgeschriebenen zeitlichen Abständen einer zerstörungsfreien Wiederholungsprüfung unterworfen.

Im Zusammenhang mit dem Bau und Betrieb kerntechnischer Anlagen wird wiederholt die Frage nach den Risiken, d. h. der Sicherheit der Anlagen gestellt. Bei Kernkraftwerken liegen insbesondere für den Druckwasserreaktor umfangreiche Risikostudien vor /4, 5/. Ansätze und erste Ergebnisse aus Teilstudien bzw. Schwachstellenanalysen liegen auch zum Bereich der nuklearen Entsorgung vor. So befaßt sich z. B. in Deutschland das Projekt Sicherheitsstudien Entsorgung (PSE) im Auftrag des BMFT mit den Folgen möglicher Störfälle in einer Wiederaufarbeitungsanlage und bei der Endlagerung /6/. In USA hat EPRI 1979 in einer Studie das Risiko der Entsorgung ermittelt und mit den Risiken aus dem Reaktorbetrieb sowie anderen Teilen des Brennstoffkreislaufes verglichen /7/. Böhm befaßte sich mit den bisher vorliegenden Ergebnissen aus Störfall- und Risikountersuchungen und geht in einem Vergleich zwischen Kernkraftwerk, Wiederaufarbeitungsanlage und Endlager auf die Sicherheit der Entsorgung ein /8/. Dabei machen insbesondere die Daten der EPRI-Studie deutlich, daß die aus dem Wiederaufarbeitungsschritt und der Endlagerung zu erwartende Strahlenbelastung bzw. das mit diesen Entsorgungsschritten verbundene Risiko noch wesentlich geringer ist als die schon sehr geringe Gefährdung der Umwelt durch Reaktorbetrieb und andere Teile des Brennstoffkreislaufes. So ist z. B. der Risikobeitrag im Bereich der Ver- und Entsorgung bei den im Rahmen der Kerntechnik erforderlichen Transporte sowie im Zusammenhang mit der MOX-Brennelementherstellung höher als bei Wiederaufarbeitung und Endlagerung (Abb. 2).



### 3. Entsorgungsstrategie

#### 3.1 Entsorgungsvorsorge

Wie eingangs betont, umfaßt der Begriff "Entsorgung" alle dem Reaktorbetrieb nachgeordneten Brennstoffbehandlungsschritte. Aufgrund der von der Bundesregierung geschaffenen Grundsätze, die im Jahre 1977 gemeinsam von Bund und Ländern beschlossen wurden, gilt als Entsorgung:

- die sachgerechte und sichere Verbringung der während der gesamten Betriebszeit der Anlage anfallenden bestrahlten Brennelemente in ein für diesen Zweck geeignetes Lager;
- ihre Verwertung durch Wiederaufarbeitung, in besonderen Fällen ihre Behandlung zur Endlagerung ohne Wiederaufarbeitung;
- die Behandlung und Beseitigung der hierbei anfallenden radioaktiven Abfälle.

Diese Entsorgungsdefinition gilt als rechtlich verbindlich. Danach werden der Bau und Betrieb von Kernkraftwerken nur dann genehmigt, wenn der Betreiber entsprechend dieser Grundsätze eine ausreichende Entsorgungsvorsorge nachweist. Darunter versteht man bindende Verträge über den sicheren Verbleib der bestrahlten Brennelemente für einen Zeitraum von mindestens sechs Jahren im voraus mit Fortschreibung für die gesamte Betriebsdauer. Bis zur Realisierung des Entsorgungskonzeptes einschließlich der Behandlung und Endlagerung der radioaktiven Spaltprodukte genügt der Nachweis über Zwischenlagermöglichkeiten über längere Zeiträume im In- und Ausland.

Aufgrund des Beschlusses der Regierungschefs von Bund und Ländern vom 29. Februar 1980 wurde diese Entsorgungsstrategie bestätigt; in einzelnen Punkten traten Neuerungen hinzu: so werden neben der mit Priorität verfolgten Verwertung der abgebrannten Brennelemente durch Wiederaufarbeitung auch die direkte Konditionierung für die Endlagerung untersucht. Ziel dieser Arbeiten ist es, Ende 1984 ein abschließendes Urteil darüber zu ermöglichen, ob sich aus der direkten Endlagerung abgebrannter Brennelemente gegebenenfalls entscheidende sicherheitstechnische Vorteile gegenüber dem Entsorgungsweg mit Wiederaufarbeitung ergeben können.

Die rechtliche Grundlage für die Entsorgung regelt § 9a des Atomgesetzes. Danach liegt die Verantwortung für die Schritte von der Lagerung der Brennelemente bis zur Abfallbehandlung bei den Energieversorgungsunternehmen (EVU). Der Bereich der Endlagerung untersteht dagegen der Aufsicht der Bundesregierung. Die Kosten für die einzelnen Entsorgungsschritte, einschließlich der Endlagerung, werden nach dem Verursacherprinzip von den EVU, d. h. letztendlich vom Verbraucher erbracht.

Zur Realisierung des Entsorgungskonzeptes gründeten zwölf Elektrizitätsversorgungsunternehmen als Kernkraftwerksbetreiber die Deutsche Gesellschaft für Wiederaufarbeitung von Kernbrennstoffen mbH (DWK) (1977). Die Bundesregierung beauftragte die Physikalisch-Technische Bundesanstalt Braunschweig (PTB) mit der Errichtung und dem Betrieb des Abfallendlagers (1976).

#### 3.2 Entsorgungskonzept

Zur Schließung des Brennstoffkreislaufes hat die Bundesregierung bereits im Jahre 1974 ein von Staat und Industrie getragenes Entsorgungskonzept entwickelt /9/. Dieses Konzept wurde von den Regierungschefs von Bund und Ländern im Jahre 1979 als sicherheitstechnisch realisierbar bestätigt und konkretisiert. Danach umfaßt das Entsorgungskonzept folgende Schritte/10/:

1. Behandlung der abgebrannten Brennelemente
  - Zwischenlagerung in den Kernkraftwerken oder in externen Zwischenlagern,
  - Wiederaufarbeitung,
  - Rückführung (Verwertung) unverbrauchter Kernbrennstoffe,
  - Untersuchung anderer Entsorgungstechniken - wie zum Beispiel die direkte Endlagerung ohne Wiederaufarbeitung - im Hinblick auf ihre Realisierbarkeit und sicherheitstechnische Bewertung im Vergleich zur Rückführung durch Wiederaufarbeitung.
2. Beseitigung der radioaktiven Abfälle
  - Konditionierung,
  - Zwischenlagerung in den kerntechnischen Einrichtungen, in externen Lagern oder in Landessammelstellen,
  - Sicherstellungslager für hochradioaktive, wärmeentwickelnde Abfälle (Glasblöcke).
  - Endlagerung.

Die Spaltstofffrezyklisierung ist bekanntlich für den Schnellen Brüter notwendig. Sie ist jedoch mittelfristig energiepolitisch auch ohne den Einsatz des Schnellen Brutreaktors durch die Rückführung in thermische Reaktoren sinnvoll, um diese Spaltstoffe als zusätzliche Energieträger zu nutzen.

In der Entsorgungskette spielt naturgemäß die Endlagerung radioaktiver Abfälle eine entscheidende Rolle. Als Endlager für schwach-, mittel- und hochradioaktive Abfälle ist der Salzstock Gorleben vorgesehen, dessen Eignung durch intensive Erkundung und bergmännische Erschließung untersucht wird. Daneben ist in der ehemaligen Eisenerzgrube Konrad ein weiteres Endlager für nicht-wärmeentwickelnde Abfälle und Abfälle aus der Beseitigung kerntechnischer Einrichtungen vorgesehen.

### 3.3 Stand der Entsorgung

#### 3.3.1 Anfall abgebrannter LWR-Brennelemente

In der Bundesrepublik Deutschland waren Ende 1983 11 LWR-Kernkraftwerke (Leistung  $\approx$  300 MWe) mit einer installierten elektrischen Leistung von ~~2~~ 10 GWe in Betrieb und 10 weitere Kraftwerke der Leistungsstufe 1300 MWe im Bau. Die für das Jahr 2000 erwartete installierte Gesamtleistung beträgt 30 GWe. Das bedeutet, daß bis zum Jahre 2000 mit einer kumulierten Menge an abgebrannten Brennelementen von etwa 11000 t zu rechnen ist.

#### 3.3.2 Entsorgungsschritte

Bekanntlich gilt seit 1979 das integrierte Entsorgungskonzept mit der derzeitigen Entsorgungsstrategie der Zwischenlagerung der abgebrannten Brennelemente und anschließender vertraglicher Wiederaufarbeitung in ausländischen Anlagen bzw. in der geplanten Demonstrations-Wiederaufarbeitungsanlage mit einer Jahreskapazität von etwa 350 t/a (WA-350) (s. Kap. 5).

Derzeit steht in unserem Land bekanntlich zur Wiederaufarbeitung nur die Versuchsanlage WAK mit einer Jahreskapazität von 35 t Uran zur Verfügung. Die gegenwärtige Entsorgungsstrategie basiert deshalb im wesentlichen, wie Abb. 3 zeigt, auf einer Zwischenlagerung und auf der vertraglichen Wiederaufarbeitung in ausländischen Wiederaufarbeitungsanlagen.

Die Zwischenlagerung der abgebrannten Brennelemente erfolgt dabei zunächst in den Kernkraftwerken; hier stehen durch Kompaktlagergestelle (z. T. nachträglicher Einbau) etwa 5000 t Lagerkapazität zur Verfügung. Hinzu kommen in externen Zwischenlagern mit Trockenlagerbehältern (s. Kap. 4.) 3240 t, davon je 1500 t in Gorleben (einsatzbereit ab 1984, PTB erteilte am 06.09.83 die Aufbewahrungsgenehmigung gemäß § 6 Atomgesetz für 40 Jahre) und Ahaus (Baubeginn voraussichtlich Mitte 1984) sowie 240 t im KKW-Stade. Weitere Lagerkapazität ist im Eingangslager bei der geplanten Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf mit 1500 t bzw. Dragahn mit 500 t vorgesehen.

Aufarbeitungsverträge für abgebrannte Brennelemente existieren für insgesamt 3150 t mit der französischen Wiederaufarbeitungsgesellschaft COGEMA in Cap la Hague (Compagnie Générale des Matières Nucléaires) bzw. für 755 t mit der britischen BNFL-Anlage in Windscale (British Nuclear Fuels Limited).

Die Wiederaufarbeitungsverträge mit den ausländischen Gesellschaften beinhalten neben der Plutoniumrückführung auch die Konditionierung aller anfallenden Abfälle (HAW durch Verglasen, übrige Abfälle durch Bituminieren oder Zementieren) sowie deren Rückführung zum vorgesehenen Endlager (Abb. 3, Ziffer I).

Mittel- und langfristig sollte das ursprünglich geplante integrierte nukleare Entsorgungszentrum Gorleben mit einem Jahresdurchsatz von 1400 t Uran sämtliche Entsorgungsschritte übernehmen (Abb. 3, Ziffer II).

Die Wiederaufarbeitungsanlage WA-350 soll entweder in Bayern am Standort Wackersdorf bzw. in Niedersachsen am Standort Dragahn errichtet werden. Die beiden Landesregierungen streben eine 1. Teilerrichtungs-genehmigung für eine solche Demonstrationsanlage für Anfang 1985 an (Abb. 3, Ziffer IIIa). Dabei sind die von der DWK beantragten Anlagen bis auf die Kapazität des Eingangslagers zeichnungs-gleich.

Entsprechend dem Beschluß der Regierungschefs von Bund und Ländern vom 28.09.1979 wird neben der Entsorgung durch die Wiederaufarbeitung auch die durch eine direkte Endlagerung abgebrannter Brennelemente untersucht (Kap. 7.4).

#### 4. Transport und Lagerung von Kernbrennstoffen und radioaktiven Stoffen im Rahmen des Brennstoffkreislaufes

Zur Versorgung und Entsorgung von Kernkraftwerken sind Transporte radioaktiver Stoffe sowie deren Zwischenlagerung erforderlich /11/. Damit es hierbei nicht zu einer Gefährdung der Bevölkerung kommt, unterliegen die Transporte radioaktiver Stoffe und deren Lagerung strengen Sicherheitsvorschriften, die in der Bundesrepublik Deutschland in atomrechtlichen und verkehrsrechtlichen Bestimmungen festgelegt sind.

##### 4.1 Transport

Bei den im Brennstoffkreislauf zu transportierenden radioaktiven Stoffen handelt es sich im Versorgungsbereich im wesentlichen um Transporte kernbrennstoffhaltiger Stoffe, im Entsorgungsbereich um Transporte abgebrannter Brennelemente, rezyklierter Kernbrennstoffe sowie radioaktiver Abfälle.

Die verkehrsrechtlichen Bestimmungen basieren auf den von der Internationalen Atomenergie-Organisation (IAEO) entwickelten Sicherheitsempfehlungen. Diese sehen im wesentlichen drei verschiedene Verpackungstypen - entsprechend dem Gefährdungspotential - für die radioaktiven Stoffe vor:

- widerstandsfähige Industrieverpackungen,
- Typ-A-Verpackungen,
- Typ-B-Verpackungen.

Widerstandsfähige Industrieverpackungen und Typ-A-Verpackungen müssen normalen Transportbedingungen und kleinen Zwischenfällen standhalten.

Typ-A-Verpackungen werden beispielsweise für den Transport von frischen  $\text{UO}_2$ -Brennelementen und  $\text{UF}_6$  verwendet.

Stoffe mit hohem Gefährdungspotential, dazu zählen insbesondere abgebrannte Brennelemente, hochaktive Abfälle (meist in verglaster Form) und Plutonium werden in Typ-B-Verpackungen transportiert, für die die zu erfüllenden Anforderungen besonders hoch sind.

Diese Typ-B-Verpackungen müssen bei allen Einwirkungen die Einhaltung der folgenden Schutzziele gewährleisten:

- Sichere Umschließung der radioaktiven Stoffe,
- Begrenzung der Direktstrahlung,
- Kritikalitätssicherheit,
- Abfuhr der Nachzerfallswärme.

Die heute eingesetzten Typ-B-Behälter (CASTOR bzw. TN-1300), in denen 1 bis 6 t abgebrannter Brennelemente transportiert werden können, bestehen aus einem korrosionsresistentem Gußkörper (Sphäroguß) mit Wandstärken bis 450 mm und haben wegen der erforderlichen Abschirmung Massen zwischen 60 t und 120 t. Außerdem enthalten sie ein mehrfach abgedichtetes Deckelsystem.

#### 4.2 Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente in Trockenlagerbehältern

Die Typ-B-Behälter (CASTOR bzw. TN-1300) sind aufgrund der genannten Eigenschaften nicht nur zum sicheren Transport, sondern auch zur trockenen Lagerung von abgebrannten LWR-Brennelementen, in speziell angepaßten Behältern auch für Brennelemente aus anderen Reaktortypen, von Plutoniumverbindungen sowie von verglastem, hochaktiven Waste, geeignet.

Die Reaktor-Sicherheitskommission (RSK) hat zum Konzept der Brennelement-Transport-Behälter im September 1979 unter dem Gesichtspunkt der trockenen Lagerung abgebrannter Brennelemente aus Leichtwasserreaktoren Stellung genommen. Sie hat dabei neben der Erfüllung der transportspezifischen Anforderungen, insbesondere die Anforderungen gegen äußere Einwirkungen, auch sicherheitstechnische Aspekte der Langzeitlagerung (Korrosion, Werkstoffveränderungen, Wirksamkeit der Dichtungen) beraten. Die RSK faßte ihr Beratungsergebnis in der Aussage zusammen, daß im Anschluß an eine Naßlagerung von einem Jahr gegen den Transport und die mittelfristige Lagerung bestrahlter Brennelementbündel in Transportbehältern keine sicherheitstechnischen Bedenken bestehen.

#### F+E-Arbeiten zur Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente

Im Zusammenhang mit der Behandlung der mittelfristigen Zwischenlagerung abgebrannter Brennelemente in CASTOR- bzw. TN-1300-Containern im Jahr 1979 ergaben sich noch folgende Aufgaben, die entweder in der Zwischenzeit weitgehend erledigt wurden oder sich noch in der Untersuchung befinden:

- Temperaturverlauf in den abgebrannten Brennelementen im Normalbetrieb und unter Störfallbedingungen,
- Korrosionsstabilität und Dichtigkeit der Behälter,
- Strahlenbelastung an der Oberfläche,
- Entladbarkeit schadhafter Brennelemente.

Abb. 4 zeigt als Beispiel die berechnete Wärmeentwicklung sowie die Brennstab-Temperatur in einem CASTOR-Behälter (Typ IB) als Funktion der Zeit. Zur Verifizierung der Auslegedaten und zum experimentellen Integritätsnachweis werden z. Z. mit möglichst kurz gekühlten abgebrannten Brennelementen (z. B. Biblis A) beladene instrumentierte Behälter getestet. Dabei gelten neben dem Brennelement-Temperaturverhalten und der Dosisleistung an der Behälteroberfläche der Frage nach der Brennstabhüllen-Wechselwirkung sowie der Dichtigkeit des Containers das besondere Interesse.

## 5. Wiederaufarbeitung - Wiederaufarbeitungsanlage WA-350

### 5.1 Anlagenplanung und -konzept

Im Rahmen der Realisierung des von der Bundesregierung angestrebten integrierten Entsorgungskonzepts plant, errichtet und betreibt die DWK die Wiederaufarbeitungsanlage WA-350 /12/.

Neben den notwendigen Einrichtungen zur Infrastruktur soll die Anlage aus folgenden Teilbereichen bestehen:

- Brennelementeingangslagerung
- Wiederaufarbeitung mit Abfallbehandlung
- Brennstoffverarbeitung
- Abfallagerung.

Die Pläne der DWK gehen dahin, die Anlage in zwei Stufen zu errichten und zu betreiben. Hierbei soll die erste Ausbaustufe einen mittleren Tagesdurchsatz von 2 t Kernbrennstoff umfassen. Durch eine zweite Ausbaustufe, deren Errichtung später beantragt werden könnte, würde am Standort ein mittlerer Tagesdurchsatz von 4 t erreicht werden.

Die erste Ausbaustufe soll in mehreren Schritten errichtet werden, die etwa durch folgende Eckdaten charakterisiert sind,

Ende 1984	1. Teilgenehmigung zur Errichtung des Brennelement-Eingangslagers, des Fundaments des Hauptprozeßgebäudes und entsprechender Einrichtungen der Infrastruktur,
1987	Nukleare Inbetriebnahme des Brennelementeingangslagers,
1992	Heiße Inbetriebnahme des Gesamtkomplexes,
1995	Aufnahme des Routinebetriebes.

Im Rahmen dieses sehr straffen Zeitplans hat die RSK zu Anfang des Jahres 1983 vom BMI die Aufgabe übertragen bekommen, zu konzeptrelevanten sicherheitstechnischen Einzelfragen eine Stellungnahme abzugeben, um mögliche schwerwiegende Einwände gegen das Anlagenkonzept dem Antragsteller möglichst frühzeitig mitzuteilen. Mitte des Jahres schloß die RSK diese Arbeit mit einer Stellungnahme zu folgenden Fragenstellungen ab, die die sicherheitstechnische Auslegung der Anlage wesentlich bestimmen

- zur FEMO-Technik,
- zum Barrierenkonzept,
- zum Lüftungskonzept,
- zum Kühlkonzept,
- zum Kritikalitätskonzept,
- zum Stromversorgungskonzept,
- zum Konzept der Leittechnik,
- zur Störfallanalyse,
- zum EVA-Konzept (Schutz gegen Einwirkungen von außen),
- zum Brandschutzkonzept,
- zur Rückhaltung und Ableitung radioaktiver Stoffe,
- zum Abfallbehandlungs- und Lagerkonzept.

Darüber hinaus überprüfte sie, inwieweit ihre im Februar 1978 empfohlenen F+E-Vorhaben und Untersuchungen zum damals beantragten Nuklearen Entsorgungszentrum unter Berücksichtigung des in wesentlichen Merkmalen geänderten Anlagenkonzepts auch für die WA Wackersdorf/Draghahn von konzeptrelevanter Bedeutung sind.

Die Essenz der Beurteilung der RSK unter Hinzuziehung des Ausschusses "Strahlenschutz bei kerntechnischen Anlagen" bei der SSK bei strahlenschutztechnischen Aspekten war, daß sich auf der Basis der ihr von der DWK vorgelegten Unterlagen aus den vorweg identifizierten Fragestellungen keine sicherheitstechnischen Bedenken gegen das Anlagenkonzept ergeben, wenn ihre Hinweise und Empfehlungen in der weiteren Anlagenplanung entsprechend berücksichtigt würden.

#### 5.2 Sachstand der Abarbeitung der von RSK/SSK empfohlenen F+E-Arbeiten und Untersuchungen

Im Rahmen dieser Beratungen hat sich die RSK ausführlich mit dem Stand der Bearbeitung der für das ehemals geplante Nukleare Entsorgungszentrum von RSK/SSK empfohlenen Untersuchungen und F+E-Vorhaben beschäftigt.

Insgesamt sind damals von der RSK/SSK für die Projekte Brennelementlagerung, Wiederaufarbeitung und Abfallbehandlung des Nuklearen Entsorgungszentrums 46 F+E-Arbeiten identifiziert worden (Abb. 5).

Zur Durchsicht der Liste der F+E-Vorhaben legte die DWK als Planer der Wiederaufarbeitungsanlage einen Sachstandsbericht vor, der dem Ziel diene, auf der Basis der empfohlenen Forschungs- und Entwicklungsarbeiten von 1978 darzulegen, welche Fragestellungen anlagenspezifisch für das Entsorgungszentrum waren und somit für die Planung der Wiederaufarbeitungsanlage des Jahres 1983 nicht mehr relevant sind, welche Fragestellungen als abgearbeitet sowie beantwortet gelten können und welche weiterzuführenden Entwicklungsvorhaben noch vorliegen.

Insgesamt wurde von der DWK dargelegt, daß von den ursprünglich 46 sicherheitstechnischen Fragestellungen zu den Teilprojekten BE-Lagerung, Wiederaufarbeitung und Abfallbehandlung des NEZ gegenwärtig 14 noch als F+E-Arbeiten weitergeführt werden, 7 sind für das Konzept der WA Wackersdorf/Draghahn wegen des geänderten Planungsstandes nicht mehr relevant, 25 werden als ingenieur-technische Fragestellungen im Rahmen der Erstellung der Konzeptunterlagen abgearbeitet.

In Abb. 6 sind die noch verbleibenden F+E-Vorhaben identifiziert.

### 5.3 Auslegungsunterschiede zwischen dem Nuklearen Entsorgungszentrum und der WA-350

Die Beratungen zur Notwendigkeit der Weiterführung der 1978 für das NEZ vorgeschlagenen F+E-Arbeiten und Untersuchungen zeigten, daß zwischen beiden Planungen ganz wesentliche Unterschiede bestanden, die auch ausschlaggebend für die noch zu erbringenden sicherheitstechnischen Nachweise waren.

#### 1.) Brennelementlagerung

Für die WA-350 ist in Abänderung der Planungen für das NEZ vorgesehen

Trockene Lagerung:

Die Lagerung der Brennelemente erfolgt trocken in Behältern als

Eingangslager	1.500 (500) t SM
Bereitstellungslager	200 t SM

Nasse Lagerung:

Im Bereich des Head-Ends existiert aus verfahrenstechnischen Gründen ein kleines Schleusbecken. Diese Brennelement-Lagerung in Wasser ist auf max. 17 t SM begrenzt. Der Entlade- und Lagerbeckenbereich liegt im gegen äußere Einwirkungen gesicherten Anlagenbereich.

Die Auslegungsmerkmale der Trockenlager sind identisch mit den in 4.2 beschriebenen, im Falle von Gorleben bereits genehmigten Konzepten. Daher sind spezielle Untersuchungen für die WA-350 nicht erforderlich. So ist für das Behälter-Eingangslager und das Behälter-Bereitstellungslager durch deren Konstruktion ein inhärent sicheres Kühlkonzept realisiert und die Nachweise zur Sicherheit gegen Kritikalität und Dichtheit des Behälters sind im Rahmen der Zulassungsprüfung im Genehmigungsverfahren Gorleben/Ahaus erbracht worden.

Weiterhin ist die Dichtheit der Lagerbehälter auch für schwerste anzunehmende Einwirkungen von außen sichergestellt und nachgewiesen worden, womit eine Auslegung der Gebäude des Behälter-Eingangslagers und des Behälter-Bereitstellungslagers gegen seismische Einwirkungen nicht erforderlich ist.

Das nasse Schleusbecken ist auf eine Kapazität von 17 t SM und eine Wärmeleistung von ca. 100 kW limitiert. Somit besteht wegen der geringen Aufheizraten ausreichend Zeit, die Gegenmaßnahmen einzuleiten.

Das Schleusbecken befindet sich im gegen äußere Einwirkungen ausgelegten Anlagenbereich. Die Betriebsfähigkeit kann daher auch nach Störfällen wieder hergestellt werden. Zudem ist eine Auslagerung von BE gleichwohl grundsätzlich in die Behälter möglich. Darüberhinaus scheint eine weitere Reduzierung der Personendosis dadurch erreichbar, daß das WA-350-Konzept eine Behälterentladung über eine Brennelement-Entladezelle vorsieht verglichen mit der ursprünglich vorgesehenen nassen Entladung.

#### 2.) Wärmebilanz der Anlage

Im Gegenansatz zum NEZ ist geplant, die abgebrannten Brennelemente erst nach einer Abklingzeit von ca. 7 Jahren aufzuarbeiten. Außerdem sind die Behälter-Volumina für flüssigen hochaktiven Waste wesentlich reduziert worden. Darüberhinaus sind zum Teil zusätzlich zur aktiven Betriebskühlung in einer Reihe von Bereichen Einrichtungen zur passiven Kühlung vorgesehen worden. So wird z. B. die Zerfallswärme aus der Brennelementlagerung und aus der Glaskokillenlagerung durch direkte Luftkühlung mittels Naturkonvektion abgeführt.

### 3.) Kühlkonzept

Behälter mit selbsterhitzenden Lösungen, deren Wärme bei Unterbrechung der Betriebskühlung zum Sieden führen könnte, sind mit einem passiven Kühlsystem versehen. Der anfallende hochradioaktive Abfall soll gemäß dem Konzept der WA-350 umgehend verglast werden. Nur für den Fall größerer Instandhaltungsarbeiten bei der HAW-Verglasung soll das Spaltproduktkonzentrat in einem Puf-<sup>3</sup>ferlager, bestehend aus 2 Betriebsbehältern und 1 Reservebehälter mit je 75 m Nenninhalt, bis zur Weiterbehandlung gepuffert werden.

Eine hohe Verfügbarkeit der Betriebskühlung wird erreicht durch:

- doppelte Auslegung der aktiven Kühlungskomponenten;
- zusätzlichen Anschluß der Stromverbraucher an die Ersatzstromversorgung mit Dieselaggregaten;
- Bypassmöglichkeiten und Möglichkeiten zur zusätzlichen Kühlwassereinspeisung bei den Mantelkühlschlangen.

Bei Ausfall der Betriebskühlung über längere Zeit wird die Nachzerfallwärmeabfuhr durch ein EVA-gesichertes passives Mantel- oder Siedekühlsystem, unabhängig von aktiven Komponenten und unabhängig von der Strom- und Medienversorgung, gewährleistet.

### 4.) FEMO-Instandhaltungskonzept

In Abänderung früherer Planungen sieht das Anlagenkonzept für Teile der WA-350 die FEMO-Technik (FEMO = Fernbedienungsgerechte Modulbauweise) vor. Hierbei werden im heißen Teil einer kernverfahrenstechnischen Anlage die Prozeßkomponenten in Gerüsten fernhantierungsgerecht längs der Wände großer "Heiße Zellen" aufgestellt.

Der Mittelgang ist frei für ortsbewegliche Fernhantierungsmaschinen zur Instandhaltung und für den Austausch von einzelnen Komponenten oder vollständig bestückten Gerüsten, sog. Modulen (Abb. 7, 8).

Folgende Verfahrensstufen sollen in FEMO-Zellen durchgeführt werden:

- Auflösung der Brennelemente
- 1. Extraktionszyklus
- HAW-Behandlung
- 2. und 3. Pu-Zyklus
- MAW-Behandlung.

Das Anlagenkonzept sieht vor, zum Brand- und Explosionsschutz die gesamte Großzelle zu inertisieren bzw. den Sauerstoffgehalt zu reduzieren (auf 8 - 10 %), so daß aktive Brandschutzmaßnahmen nicht erforderlich sind.

### 5.) Brand- und Explosionsschutz-Konzept

Durch Inertisierung der Großzelle auf einen Rest-O<sub>2</sub>-Gehalt von 8 - 10 % wird der Lösungsmittelbrand in der Extraktion ausgeschlossen. Lösungsmittelbrände in nicht inertisierten Bereichen (Uranreinigung, Verbrennung flüssiger Abfälle) werden weiterhin analysiert und Schutzvorkehrungen gegen Brandeintritt und dessen Begrenzung festgelegt.



Der Ersatz der vormalig vorgesehenen Kerosinwäsche der wäßrigen Raffinate vor Einspeisung in den Verdampfer durch eine Dampfwäsche, verringert den Kerosin-anfall auf wenige m<sup>3</sup> für die Plutoniumproduktlösungen. Somit entfallen große brennbare Kerosininventare.

Die Planung WA-350 berücksichtigt die Notwendigkeit einer Abtrennung von organischen Substanzen vor Verdampfern, da damit das Verschleppen organischer Phase, besonders des TBP, in sauer betriebene Verdampfer verhindert wird. Dadurch wird die Wahrscheinlichkeit der Bildung von Red-oil entscheidend verringert. Bei einer funktionierenden Abtrennung des TBP kann die Bildung von Red-oil wahrscheinlich sogar ausgeschlossen werden.

## 6.) Brennstoffverarbeitung

Der Funktionsbereich Brennstoffverarbeitung hat folgende Aufgaben:

- Übernahme des Plutoniumnitrats, nach Bedarf Uranyl-nitrats; Konversion der Lösungen zu Mischoxidpulver,
- Verarbeitung des MOX-Pulvers zu MOX-Brennelementen,
- Behandlung der eigenen Pu-haltigen Abfälle.

Auslegung und Planung der Anlagen basieren auf dem Herstellungsverfahren und dem Kenntnisstand der Anlagen zur Pu-Verarbeitung der Alkem in Hanau, die gegenwärtig einem Genehmigungsverfahren unterliegen. Die Erfahrungen und Ergebnisse in der Begutachtung, auch über notwendige F+E-Vorhaben und Untersuchungen, sollen daher direkt in die Planung der WA-350 übernommen werden (s. Kap. 6).

## 5.4 Fortschreibung der empfohlenen Entwicklungsarbeiten

Bei der Diskussion um die Fortschreibung der für die Beantwortung der sicherheitstechnischen Fragestellungen empfohlenen F+E-Vorhaben und Untersuchungen kam die RSK zu der Ansicht, daß eine formale Weiterführung der Arbeiten nicht dem in 5-jähriger Fortentwicklung gewachsenen Kenntnisstand entspräche. Sie unterschied daher zwischen noch durchzuführenden Arbeiten, die durch Literaturauswertung oder Datenermittlung behandelt werden. Hierzu werden z. B. die Fragen

- Kernmaterial-Überwachung
- Brände und Explosionen
- heiße radioaktive Verglasung

gerechnet. Davon getrennt werden folgende sechs Entwicklungsarbeiten mit sicherheitstechnischer Bedeutung genannt:

### 1) Jod-Rückhaltung

- Nachweis der Jod-Austreibung aus der Speise/Produktlösung
- Entwicklung eines Jodmonitors zur kontinuierlichen Prozeß- und Abgaskontrolle

### 2) Filter-Optimierung

- Ermittlung und Verbesserung von Dekontaminationsfaktoren im Normalbetrieb, einzeln und im Verbund für Komponenten des Auflöserabgassystems

- Ermittlung und Verbesserung von Dekontaminationsfaktoren im Störfall für einzelne Komponenten des Auflöserabgassystems
- Bestimmung der in verschiedenen Prozeßabgasen anfallenden Aerosole nach Teilchengröße, Art und Menge zwecks Filteroptimierung

### 3) Krypton-Rückhaltung

- Empfehlung und Ertüchtigung eines Konzeptes zur Krypton-85-Rückhaltung durch Tieftemperatur-Rektifikation (TTR) bzw. durch extraktive Frigen-Wäsche (R12-Verfahren)
- Vergleich dieser Trennungungsverfahren hinsichtlich ihrer sicherheitstechnischen Vorteile; heiße Demonstration des ausgewählten optimierten Verfahrens
- Vergleich der Konditionierungsverfahren zwischen den Möglichkeiten der Flaschenlagerung, Einbettung in Zeolithe, Ionenimplantation in Metalle.

### 4) Tritium-Behandlung

- Ermittlung von Verfahrensschritten zur Konzentrierung des Tritiums im 1. Extraktionszyklus
- Tritiumanreicherung aus den tritiumreichen Abfallströmen
- Untersuchungen zu Konditionierungsverfahren für stark konzentrierte tritiumhaltige Wässer.

### 5) Passive Nachkühlung

- Demonstration der Funktionsfähigkeit der passiven Siedekühlung für HAWC-Pufferbehälter zur inhärentsicheren Wärmeabfuhr nach dem Thermosyphon-Prinzip
- Experimentelle Verifizierung der Rechenmodelle zur Anlagenauslegung
- Ermittlung des Einflusses der nicht-kondensierenden Gase auf den Naturumlauf
- Maßnahmen zum Schutz des Sekundärkreises vor Einfrierung

### 6) Entwicklung von Neutronenmonitoren bis zur Einsatzreife

Teil: passive Meßverfahren

- Hülsenmonitor: zur Rest-Plutoniumbestimmung in ausgelaugten Hülsen
- Neutronen-Monitore an Extraktionsapparaten: zur Ermittlung der Spaltstoffkonzentration im Extraktionsapparaten und in Behältern

Teil: aktive Meßverfahren

- Brennelementmonitor: Bestimmung der Restspaltstoff-Konzentration in den ausgedienten Brennelementen
- Feedklärschlamm-Monitor: Ermittlung von Restspaltstoff im Feedklärschlamm
- Hafnium-Monitor: Nachweis von Hafnium in Pulskolonnen

Insgesamt hat die RSK mit Bezug auf das neue Anlagenkonzept der DWK für eine WA-350 festgestellt, daß konzeptrelevante Fragen nicht mehr offenstehen. Sie hat jedoch nachdrücklich betont, daß die Bearbeitungstiefe der sicherheits-

technischen Fragestellungen zur Detailplanung und zum Bau bzw. dem Betrieb der Anlage zur Zeit noch nicht ausreicht, und daß sie weitere Fragestellungen aus der fortlaufenden Begutachtung erwartet, die sich jedoch im wesentlichen auf die Verfügbarkeit der Anlagen beziehen dürften.

## 6. Plutoniumrezyklierung und Spaltstoff-Flußkontrolle

Im Kapitel 5.3 wird darauf hingewiesen, welche Aufgaben dem Funktionsbereich Brennstoffverarbeitung im Rahmen der Pu-Rezyklierung zufallen. Im Februar 1978 haben die Kommissionen RSK/SSK für das damalige Teilprojekt "Plutonium-Brennelementherstellung" 9 F+E-Aufgaben aufgelistet (s. Abb. 9). Mehrere dieser Themenkomplexe können aufgrund der erarbeiteten Daten (Nr. 1 bis 3) bzw. durch entsprechende Auslegung der Anlagen (Nr. 4 und 6) als erledigt betrachtet werden. Die restlichen werden z. Z. noch weitergeführt; außerdem sind neue Fragestellungen hinzugekommen, wie nachfolgend gezeigt wird.

Die RSK hat sich u. a. im Rahmen des Genehmigungsverfahrens für die zu errichtenden neuen Fertigungsanlagen der Firma ALKEM nach § 7 AtG mit der Sicherheitsstrategie der Plutonium-Verwendung befaßt. Voll entwickelt ist die Brennelementherstellung von MOX-Brennelementen für LWR und SBR, dabei sind die Durchsätze allerdings bisher klein. Zwar steht nach Meinung der EVU der wirtschaftlichen Nutzung des Plutoniums derzeit der verzögerte Bau von deutschen Brutreaktoren und die noch nicht ausreichend zur Produktionsreife ertüchtigte LWR-Rezyklierungstechnologie entgegen. Da jedoch der Einsatz von MOX-Testelementen u. a. im KKW-Obrigheim zu guten Betriebsergebnissen geführt hat, wurde eine Strategie entwickelt, mit der die thermische Rezyklierung von Plutonium vorbereitet werden soll. Voraussetzung ist dabei, daß bis Ende der 80er Jahre die Firma ALKEM den Aufbau einer wirtschaftlichen Fertigungskapazität für MOX-Brennelemente verwirklicht. Auch muß die Aufarbeitung von MOX-LWR-Brennstoff noch demonstriert werden, wobei man bereits die Erfahrungen aus der Aufarbeitung von MOX-Brutreaktor(SBR)-Brennstoff verwerten kann.

Vergleicht man die Sicherheitsmerkmale pro GWe-Jahr, so ist die resultierende Kollektivdosis sowohl für die Beschäftigten als auch für die Bevölkerung mit und ohne Wiederaufarbeitung und Rezyklierung des Plutoniums annähernd gleich. Das durch die Ökologiediskussion geschärfte Sicherheitsbewußtsein in der Öffentlichkeit hat Rückwirkungen auf die Zuverlässigkeit, mit der in Zukunft der Einschluß des Plutoniums bei seiner Hantierung garantiert werden muß. Im Rahmen der Fortschreibung des Standes von Wissenschaft und Technik sind deshalb erhebliche Entwicklungsanstrengungen notwendig, die insbesondere auf die Verbesserung der Barrierenwirkung hinzielen. Das liegt u. a. daran, daß die Fa. ALKEM bei den bisherigen Pu-Fertigungsanlagen, die nicht wie die Uranverarbeitung bereits für einen großen Mengenumsatz ausgelegt sind, noch nicht über Aggregate geeigneter Größe und Zuverlässigkeit verfügt. Dies läßt sich erst im Rahmen der WA-350 wegen der dann anfallenden größeren Plutoniummengen wirtschaftlich rechtfertigen. Mittelfristig werden bei Leichtwasserreaktoren wegen steigender Kosten und technischer Weiterentwicklung höhere Zielabbrände angestrebt werden, die ihrerseits zu einem Anstieg der Strahlen- und Wärmeleistung im Plutonium und im Resturan (Pu-238 und Pu-241 bzw. U-232 und U-236) führen.

Als F+E-Arbeiten sind im Rahmen der Pu-Rezyklierung u. a. noch zu nennen:

- Zur Verbesserung der "ersten Barriere" (Handschuhkästen, Behälter, Transportschächte etc.) liegen bereits Erfahrungen und Meßergebnisse vor, die in Entwicklungsprogramme zur Abschirmung von  $\gamma$ - und n-Strahlung, für Brand- und Explosionsschutz, zur gesicherten Filterung und Unterdruckhaltung sowie zu anderen Verbesserungen an Handschuhkästen umgesetzt werden müssen.

- Bei Verarbeitung von Hochabbrand-Plutonium müssen jedoch zur Reduzierung und Minimierung der Strahlenexposition sowohl der Hände als auch des Gesamtkörpers des Bedienungspersonals weitere Hantierungshilfen und Mechanisierungsschritte entwickelt und eingeführt werden.
- Das bei der Berechnung von Rezyklierstrategien meist verwendete Programm ORIGIN/KORIGIN sollte intensiv an Nachbestrahlungsexperimenten verifiziert werden. Durch programmtechnische Korrekturen müssen noch wesentliche Einflüsse auf die Zusammensetzung der Isotopenvektoren miteinbezogen werden, ohne die die Rezyklierungsmodelle unter Umständen zu Fehlschlüssen führen können.
- Es sollte eine konsistente Rückführungsstrategie für wiederangereichertes Uran erstellt und quantitativ sauber durchgerechnet werden. Dabei sind besonders der Aufbau von U-232, U-236, die daraus resultierende Anreicherungserhöhung, die Ortsdosisleistungen bei der Refabrikation und der Aufbau von unerwünschten Plutoniumisotopen Pu-236 und Pu-238 beim Wiedereinsatz zu ermitteln.

### Spaltstoff-Flußkontrolle

Das Ziel der internationalen Kernmaterialüberwachung ist es, rechtzeitig die Abzweigung signifikanter Mengen von spaltbarem Material aus dem Brennstoffkreislauf zu entdecken und durch rasche Entdeckung die Weiterverbreitung von Kernwaffen zu behindern. Von den hierbei noch ungelösten Problemen dürften die meisten und wichtigsten politischer Natur sein. Schon die im Jahre 1980 zu Ende gegangene INFCE-Konferenz kam zu dem Ergebnis, daß die Profilerationsgefahr auch bei weltweit zunehmender Kernenergienutzung grundsätzlich beherrschbar ist, und das sogar, ohne die friedliche Nutzung der Kernenergie zu behindern.

Zahlreiche internationale Expertengruppen haben sich inzwischen im Auftrag oder unter Beteiligung der IAEA mit künftigen Systemen zur Spaltstoff-Flußkontrolle befaßt. Sie sind übereinstimmend zu der Erkenntnis gelangt, daß die klassischen Bilanzierungsverfahren auch in Zukunft ihre Bedeutung behalten werden, daß sie aber weiterentwickelt werden müssen, um in künftigen kerntechnischen Großanlagen den Inspektionsaufwand und die Betriebsbeeinträchtigungen durch Sicherheitskontrollen so niedrig wie möglich zu halten /13/.

Hierzu sind computergestützte Bilanzierungssysteme zu entwickeln, die kurzfristig Aussagen über Kernmaterialfluß und -verteilung zu machen gestatten. Sogenannte dynamische Bilanzierungssysteme, die das Kernmaterial durch geeignete Meßverfahren in einem laufenden Prozeß erfassen, würden die Spaltstoffkontrolle sogar ohne eine Behinderung des Anlagebetriebes ermöglichen. Beispielsweise sind große Wiederaufarbeitungsanlagen mit einem Jahresdurchsatz von einigen Tausend Kilogramm Plutonium bei der derzeit erreichbaren Meßgenauigkeit nur durch ein solches Echtzeitverfahren ausreichend überwachbar. Dieses Beispiel zeigt gleichzeitig, daß ein weiterer Schwerpunkt künftiger Forschungs- und Entwicklungsarbeit die Verbesserung der raschen Meßwerterfassung bei laufendem Betrieb und damit die sogen. "near real time accountancy" (NRTA) ist.

## 7. Endlagerung

### 7.1 Anforderungen und sicherheitstechnische Gesichtspunkte bei der Endlagerung radioaktiver Abfallstoffe

Die gegenwärtig beste Lösung stellt die Endlagerung radioaktiver Abfälle im tiefen geologischen Formationen des Festlandes dar. Die sorgfältig geplante

Einlagerung konditionierter radioaktiver Abfälle in geeigneten geologischen Formationen verspricht eine sicherheitstechnisch zuverlässige und wirtschaftlich machbare Lösung.

Für bundesdeutsche Verhältnisse stellen Steinsalzdome für die Einlagerung von wärmeproduzierendem Abfall die optimale Einlagerungsform dar. Alternative Möglichkeiten der Endlagerung in anderen Gebirgsformationen dürften in der Bundesrepublik Deutschland zwar ebenfalls gegeben sein, aber zu deren operativen Wahrnehmung besteht gegenwärtig kein Anlaß, da sie nur die zweitbeste Lösung abgeben können.

Steinsalz ist besonders gut geeignet, in ihm eingelagerte Stoffe hermetisch gegen die Umgebung abzuschließen, insbesondere dann, wenn diese Wärme abgeben

- weil es sich plastisch verhält,
- weil es eine gute Standfestigkeit aufweist, die das Anlegen auch größerer Hohlräume (ohne stützenden Ausbau) gestattet,
- weil es bei Temperaturen bis 80 °C eine etwa 2 bis 3 mal höhere Wärmeleitfähigkeit besitzt als die meisten anderen Gesteinsarten.

Um einen dauerhaften Abschluß der endgelagerten radioaktiven Stoffe von der Biosphäre zu gewährleisten, bedient man sich, wie eingangs betont, eines Mehrfach-Barrierensystem (Abb. 1).

Beim Endlager, in dem die radioaktiven Stoffe ähnlich wie im Reaktor in fester Form vorliegen, sind dies

1. die Einbindung der Spaltprodukte in eine auslaugbeständige Matrix,
2. der Einschluß dieser Produkte in einen Behälter,
3. der Salzstock,
4. das Deckgebirge.

Beim Betrieb kerntechnischer Einrichtungen sowie bei der Behandlung und Beseitigung radioaktiver Abfälle, insbesondere in Endlagerbergwerken, kommt den Radionukliden H-3, Kr-85, J-129 und C-14 eine besondere Aufmerksamkeit zu. Radioaktive Abfälle, die diese Nuklide enthalten, werden als "radioaktive Sonderabfälle" bezeichnet.

## 7.2 Situation der Endlagerung in der Bundesrepublik Deutschland /14, 15/

### 7.2.1 Versuchsendlagerbergwerk ASSE II

Seit 1967 dient das ehemalige Salzbergwerk ASSE II der Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung mbH (GSF) als Versuchsendlager. Bis zum Jahre 1978 wurden hier schwach- und mittelaktive Abfälle (124.000 Fässer LAW, 1.300 Fässer MAW) in ehemaligen Abbaukammern eingelagert.

Z. Z. werden F+E-Arbeiten besonders für die Endlagerung wärmeerzeugender Abfälle mit Bezug auf das zukünftige Endlager Gorleben durchgeführt.

Von seiten der GSF wurde hierzu ein Rahmenplan für F+E-Arbeiten zur Entsorgung radioaktiver Abfälle im Salzbergwerk ASSE erstellt (Januar 1981). Die Physikalisch-Technische Bundesanstalt (PTB) hat eine Bewertung der Einzelvorhaben dahingehend vorgenommen, inwieweit die Ergebnisse für den Fortgang der Erstellung der Planfeststellungsunterlagen für ein Bundesendlager unerläßlich sind. Die noch durchzuführenden F+E-Arbeiten im Salzbergwerk ASSE

wurden nach folgenden Gesichtspunkten eingeteilt:

- Arbeiten zur Analyse thermischer Effekte mit elektrischen Erhitzern,
- Arbeiten mit Verwendung radioaktiver Tracer bzw. Quellen für die Versuchseinlagerung von Abfallsimulat und zur Analyse synergetischer Effekte (Wärme/Strahlung)
- Arbeiten mit Endlagerung hochradioaktiver Stoffe.

### 7.2.2 Endlager Gorleben

Die von der PTB initiierten Arbeiten zur übertägigen Erkundung des Salzstockes Gorleben und seines Deckgebirges sind weitgehend abgeschlossen /15/. Sie haben zu einer guten Übersicht über die Schichtenfolge des Salzstockes, zu ersten Vorstellungen über den Bauplan in seinem Inneren und zur Festlegung von Schachtansatzpunkten geführt. Darüberhinaus wurden detaillierte Kenntnisse des Deckgebirges und des in ihm vorhandenen Grundwassers gewonnen.

Aus den wesentlichen Ergebnissen der übertägigen Erkundung des Salzstockes Gorleben ergibt sich nach Auffassung der PTB und der RSK, daß die bisherigen Aussagen über die Eignungshöflichkeit für die Endlagerung radioaktiver Stoffe unterschiedlicher Herkunft (einschließlich HAW) in den entscheidenden Punkten bestätigt werden.

Daher ist das Abteufen von Schächten zur Erkundung des Salzstockinneren gerechtfertigt.

Nur durch diese Maßnahmen können die notwendigen weiteren standortspezifischen Planungsdaten für das Endlager gewonnen und die sicherheitstechnischen Fragen beantwortet werden. Diese Daten sind unabdingbare Voraussetzung für die Führung des Eignungsnachweises im Planfeststellungsverfahren.

### 7.2.3 Schachtanlage Konrad

Bei der Schachtanlage Konrad handelt es sich um ein bis 1976 genutztes Eisenerzbergwerk, das als Endlager für Abfälle mit vernachlässigbaren thermischen Einwirkungen auf die Endlagerformation vorgesehen ist. Für die bestehende Schachtanlage wurde 1982 das Planfeststellungsverfahren eingeleitet /16/; das Endlager wird voraussichtlich 1988 in Betrieb genommen. Zur Einhaltung dieses Zieles wurde ein Rahmenterminplan erstellt; zu seiner Einhaltung sind einige Randbedingungen zu erfüllen. Hierzu zählen u. a.:

- ergänzende Unterlagen zur Vorgehensweise bei der Behandlung von Wasserpfeifen in der Nachbetriebsphase,
- orientierende Rechnungen zur spezifischen Sicherheitsanalyse,
- Zusammenfassung der etwa 60 Abfallarten in 7 Gruppen,
- Aufstellung von Nachzerfalls-Wärmebilanzen.

### 7.2.4 Sicherstellungslager für HAW-Glaskokillen

Das Glaskokillenlager soll die Aufgabe erfüllen, HAW-Glaskokillen zwischenzulagern, bis die Endlagerung von hochradioaktiven Abfällen in der Bundesrepublik Deutschland - z. B. in Gorleben - realisiert ist.

Bei den zu lagernden Abfallgebinden handelt es sich um hochradioaktive Glaskokillen, die aus der Wiederaufarbeitung stammen. Unabhängig vom Verglasungsverfahren AVM (Atelier de Vitrifaction Marcoule) oder PAMELA fallen nach Auffassung der DWK bei der WA-350 maximal etwa 430 Glaskokillen/a an.

Die endgültige Festlegung der Glaskokillen-Spezifikation kann erst dann erfolgen, wenn die zulässige Wärmebelastung des Salzstockes aufgrund der laufenden Untersuchungen vorliegt. Diese Arbeiten werden von der Bundesanstalt für Geowissenschaften und Rohstoffe (BGR) im Auftrag der PTB durchgeführt. Allerdings ist eine Änderung der mit heutigem Kenntnisstand festgelegten Produktspezifikation für Glaskokillen nicht zu erwarten, ebenso keine Rückwirkungen auf die angewendeten Konditionierungsverfahren.

Die Einlagerung von hochradioaktiven Abfallstoffen in ein Bundesendlager, dessen Errichtung und Bau die PTB im Auftrag der Bundesrepublik Deutschland übernommen hat, wird wahrscheinlich frühestens ab 2003 erfolgen können.

Bis zur Betriebsaufnahme des Endlagers muß daher ein Zwischenlager mit geeigneter Größe zur Aufnahme der Glaskokillen von im Ausland aufgearbeiteten LWR-Brennelementen (ab 1990) und aus der deutschen Wiederaufarbeitungsanlage bereitgestellt werden. Nach Angaben der DWK ist geplant, das Glaskokillenlager in Modulbauweise mit 2 Modulen zu je 5.000 Glaskokillen mit Naturzugkühlung zu errichten. Der 2. Modul soll zu einem späteren Zeitpunkt entsprechend dem Bedarf nachgebaut werden.

Aus sicherheitstechnischer Sicht bestehen nach Meinung der RSK keine Einwände gegen das Konzept des Sicherstellungslagers für HAW-Glaskokillen.

### 7.3 Sicherheitstechnische Fragestellungen zur Endlagerung

Im Februar 1978 wurden von RSK und SSK im Bereich der Abfallendlagerung 13 Themenkomplexe identifiziert /3/ (vgl. Abb. 10). Neben diesen Problemen wurden in einem überarbeiteten Katalog der PTB lediglich zwei weitere Fragen mit aufgenommen:

- Detektierung von Lagerstättenwässern
- Einlagerung von einzementiertem, wärmeproduzierendem, mittelaktivem, radioaktivem Abfall in Bohrlöchern.

Die zum damaligen Teilprojekt "Abfallendlagerung" vorgeschlagenen F+E-Arbeiten wurden schon in einem sehr frühen Stadium von der Beratung der anderen Teilprojekte abgetrennt, da sie wegen der erforderlichen geologischen Untersuchungen auf einem wesentlich längeren Terminplan abgewickelt werden mußten. So werden für eine Reihe dieser Untersuchungen abschließende Ergebnisse erst zu Beginn der Detailplanung des Endlagers oder zu Beginn der Einlagerungsphase erwartet.

#### 7.3.1 Zufluß von Wässern

Im Rahmen ihrer Beratungstätigkeit hat sich die RSK mit der "Beherrschung der Folgen eines Wassereintruchs durch den Schacht" (Sicherheitstechnische Fragestellung Nr. 9 zum Themenkomplex Endlager) befaßt. Nach heutigem Stand von Wissenschaft und Technik kann der Schachtausbau so gestaltet werden, daß ein Wassereintruch über den Schacht während der Betriebsphase nach menschlichem Ermessen ausgeschlossen werden kann. Insbesondere der für das Endlager Gorleben vorgesehene Schachtausbau nach dem Stahl-Beton-Verbundverfahren mit Asphaltfuge entspricht dem Stand von Wissenschaft und Technik, so daß bei entsprechender Standorterkundung für den Schachtbereich ein Wassereintruch nicht zu unterstellen ist.

Bei den RSK-Beratungen wurden auch von der PTB dargestellte Szenarien betrachtet, bei denen Wässer oder Salzlösungen in das Endlagerbergwerk zufließen können. Hierzu wurde festgestellt, daß während der Betriebsphase alle in den Szenarien aufgezeigten Lösungswegsamkeiten durch die vorlaufende Erkundung erkannt und die daraus resultierende Vorgehensweise bei Errichtung und Betrieb des Endlagerbergwerks beherrscht werden können. Es ist zu erwarten, daß eventuelle Zuflüsse von Wässern oder Salzlösungen durch technische Maßnahmen beherrschbar sind und nicht zum Verlust des Endlagerbergwerkes führen. In der Nachbetriebsphase ist die Funktionsfähigkeit des Mehrbarrierenkonzeptes im Endlagerbergwerk höher einzustufen als die eventuellen Auswirkungen von partiell eintretenden Lösungswegsamkeiten. Eine radiologische Gefährdung des Personals und der Bevölkerung über den Wasserpfad kann somit ausgeschlossen werden.

### 7.3.2 Abfallspezifikation

In den "Sicherheitstechnischen Fragestellungen" werden F+E-Arbeiten zur Spezifikation der Endlagerprodukte empfohlen (Nr. 10: LAW, MAW, Nr. 11: HAW). Ziel dieser Arbeiten ist es, aufgrund der speziellen Anforderungen an Art und Qualität der Endlagerprodukte eine detaillierte Beurteilung der Konditionierungsverfahren, eine Festlegung der Eigenschaftsparameter sowie eine Untersuchung über mögliche Wechselwirkung der Endlagerprodukte mit dem Endlager vorzunehmen.

Die bisher durchgeführten Beratungen zur Abfallspezifikation dienten im wesentlichen folgenden Zielen:

- der Erstellung von Aufnahmebedingungen für nichtwärmeproduzierende Abfälle für das Endlager Konrad,
- der Überprüfung der von der COGEMA erstellten Spezifikation für hochaktive Abfälle.

Zu den nicht-wärmeproduzierenden Abfällen ist von seiten der PTB eine Sichtung der anfallenden Abfallarten durchgeführt worden. Diese soll als Grundlage für eine noch zu erstellende Spezifikation der Annahmebedingungen dienen. In einem ersten Schritt wurden Spezifikationen erarbeitet, die etwa 60 Abfallarten beinhalten. Um spezifische Sicherheitsanalysen durchführen zu können, werden diese entsprechend ihrer Gefährlichkeit zu 7 Gruppen zusammengefaßt.

Entsprechend den Verträgen der Energieversorgungsunternehmen (EVU) mit der COGEMA müssen ab 1990 die radioaktiven Abfälle aus der Wiederaufarbeitung in Cap la Hague zurückgenommen werden. Zu diesem Zweck sind für die HAW-Abfälle von der COGEMA vorläufige Spezifikationen erstellt worden, die für eine Vorprüfung der Rücklieferung ausreichend detailliert sind und im Hinblick auf die Sicherstellung und Endlagerung dieser Abfälle als geeignet angesehen werden.

### 7.3.3 Radioaktive Sonderabfälle

Bei der ursprünglich verfolgten Entsorgungsstrategie - nämlich der Errichtung eines zentralen Entsorgungszentrums - wurde wegen des großen Durchsatzes von 1.400 t Schwermetall pro Jahr eine Abtrennung der flüchtigen radioaktiven Stoffe (H-3, Kr-85) und deren anschließende Sicherstellung vorgesehen. Tritium sollte durch Verpressen in den tiefen geologischen Untergrund, Krypton durch Lagerung in Flaschen in einem oberirdischen Lager sichergestellt werden.



Gemäß der Stellungnahme zu "Konzeptrelevanten sicherheitstechnischen Fragestellungen zu der geplanten Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf/Drögahn" ist nach Ansicht der SSK eine Rückhaltung von Kr-85, H-3 und C-14 bei einer Wiederaufarbeitungsanlage der geplanten Größe (350 t U/a) nicht erforderlich (s. Kap. 5.4).

Aus diesem Grunde haben auch die in den "Sicherheitstechnischen Fragestellungen" aufgeführten F+E-Arbeiten zur Sicherstellung tritiumhaltiger Wässer (Nr. 12) und zur Sicherstellung von Krypton (Nr. 13) heute einen anderen Stellenwert erhalten. Rückhaltetechniken für die genannten Nuklide sind somit nur im Rahmen einer Abgabeminimierung im Sinne des § 28 Abs. 1 Nr. 2 StrlSchV zu sehen.

#### 7.4 Direkte Endlagerung von abgebrannten Brennelementen

Neben der Realisierung der abgeschlossenen Entsorgungskette mit Wiederaufarbeitung bestrahlter Brennelemente werden Untersuchungen über andere Entsorgungstechniken wie die direkte Endlagerung von abgebrannten Brennelementen ohne Wiederaufarbeitung durchgeführt.

Im Jahre 1979 wurde aufgrund eines Beschlusses der Regierungschefs von Bund und Ländern unter Projektleitung des Kernforschungszentrums Karlsruhe im Auftrag des Bundesministerium für Forschung und Technologie die Konzeptstudie "Forschung und Entwicklung Schwerpunkte Andere Entsorgungstechniken" (FESEA) initiiert, mit dem Ziel, bis Ende 1984 ein technisches Konzept zur direkten Endlagerung abgebrannter Brennelemente zu erarbeiten und einen sicherheitstechnischen Vergleich mit dem traditionellen Weg über die Wiederaufarbeitung und Spaltstofffrezyklisierung vorzubereiten /17/ (Abb. 11). Unterschiedliche Ansätze zur Entsorgung durch direkte Endlagerung werden vor allem in Schweden und USA verfolgt /18, 19/.

In den in 1981 begonnenen Untersuchungen wurde zunächst aufgrund der Auswahlkriterien Sicherheitstechnik, technische Realisierbarkeit, Rohstoffverfügbarkeit, Kosten sowie Aufwand für Kernmaterialüberwachung anhand von Plausibilitätsbetrachtungen ein Referenzkonzept erarbeitet. Danach wurde die Konditionierung von 3 unzerlegten Brennelementen bzw. von Einzelstäben aus 3 Brennelementen in einer dünnwandigen, gasdichten Trockenlagerbüchse festgelegt, diese wird ihrerseits in einen Korrosions- und druckfesten Endlagerbehälter (6 m lang, bis 50 t schwer) eingebracht. Die Einlagerung soll in Strecken des Endlagersalzbergwerkes, alternativ in Bohrlöchern unterhalb der Strecken erfolgen. In der derzeitig laufenden Phase 2 werden die zur Erarbeitung eines Sicherheitsberichtes erforderlichen Daten erstellt, zusätzlich bis zu 2 Prototyp-Endlagerbehälter gefertigt und schwerpunktmäßig in einer Systemanalyse durch das "Projekt Sicherheitsstudien-Entsorgung (PSE)" die Ergebnisse für den sicherheitstechnischen Vergleich der Entsorgungswege erarbeitet. Dies gilt insbesondere auch für die Erfassung der zum Vergleich erforderlichen Kosten.

Von BMFT und BMI wurde bei der Formulierung des F+E-Schwerpunktes "Andere Entsorgungstechniken" vereinbart, daß alle sicherheitsrelevanten Fragestellungen mit den Beratungsgremien des BMI abgestimmt werden.

Die RSK hat sich hiermit bereits in einer frühen Phase befaßt; aufgrund der bisher vorliegenden Daten stellt sie fest, daß keine Probleme erkannt wurden, die die sicherheitstechnische Machbarkeit der direkten Endlagerung infrage stellen. Die RSK hält die Vorgehensweise der Projektleitung in Bezug auf die noch durchzuführenden F+E-Arbeiten für richtig gewählt.

Obwohl die direkte Endlagerung nach heutigem Stand ökologisch vertretbar ist und die Wirtschaftlichkeit ebenfalls dafür sprechen dürfte, darf eine Entscheidung für oder gegen eine Wiederaufarbeitungsanlage nur im Gesamtzusammenhang der Volkswirtschaft, d. h. der Zukunftsvorsorge, beurteilt werden /20/. Die Rezyklierung von Uran und Plutonium und damit die Schonung der natürlichen Ressourcen ist nur mit Hilfe einer Wiederaufarbeitung möglich. Hinzu kommen durch Rückführung der Kernbrennstoffe deutliche Vorteile bei der Langzeit-Toxizität.

Außerdem sind zur sicherheitstechnischen Realisierung der direkten Endlagerung in dem für die Entsorgung erforderlichen Maßstab noch längerfristig F+E-Arbeiten notwendig; hier kann im Gegensatz zur Entsorgung mit Wiederaufarbeitung nicht auf umfangreiche, national und international verfügbare Kenntnisse und Erfahrungen zurückgegriffen werden.

Vorteile könnten sich für die direkte Endlagerung bei mehrfach rezyklierten LWR-MOX-Brennelementen ergeben oder bei Elementen, die aus Reaktoren bzw. Brennstoffzyklen stammen, bei denen eine Wiederaufarbeitung keinerlei Vorteile bringen dürfte. Im Hinblick auf diese Fakten sollte der Weg der direkten Endlagerung auch mit einer begrenzten Kapazität weiterverfolgt werden.

## 8. Zusammenfassung

Zusammenfassend läßt sich feststellen, daß die Versorgung mit Natururan für die Kernreaktoren der Bundesrepublik Deutschland gewährleistet ist und in der deutschen Industrie die erforderliche Technologie sowohl im benötigten Umfang als auch in den erforderlichen sicherheitstechnischen Standards vorhanden ist. Grundsätzliche Forschungs- und Entwicklungsarbeiten aus sicherheitstechnischer Sicht sind deshalb für den Versorgungsbereich nicht erforderlich.

Der für den Betrieb von Kernkraftwerken erforderliche Entsorgungsnachweis ist bisher erbracht worden und wird aufgrund der zur Zeit im Bau bzw. sich in der Genehmigungs- oder Planungsphase befindlichen Entsorgungsanlagen auch in Zukunft gewährleistet werden können. So werden bis zur Realisierung einer größeren deutschen Wiederaufarbeitungsanlage die abgebrannten Brennelemente entweder aufgrund von Verträgen mit Frankreich (COGEMA) bzw. Großbritannien (BNFL) wiederaufgearbeitet bzw. in Brennelement-Transportbehältern in den vorgesehenen Zwischenlagern Ahaus und Gorleben trocken zwischengelagert. Die Einlagerung von radioaktiven Abfällen mit vernachlässigbaren thermischen Einwirkungen auf die Endlagerformation sollte aufgrund der heutigen Fakten von 1988 an in der ehemaligen Erzgrube Konrad möglich sein. Die bisher vorliegenden Untersuchungsergebnisse des Salzstockes Gorleben bestätigen nach Ansicht der Reaktorsicherheitskommission seine Eignungshöflichkeit als Endlagerformation auch für hochradioaktive Abfälle. Für den Gesamtbereich der Entsorgung wurden von RSK und SSK im Zusammenhang mit dem damals vorgesehenen integrierten Nuklearen Entsorgungszentrum ein aus sicherheitstechnischer Sicht erforderlicher F+E-Katalog erstellt. Wie in dem vorliegenden Bericht gezeigt wurde, sind - klammert man die längerfristigen Programme für die Endlagerung aus - die meisten damals angeregten Untersuchungen entweder abgeschlossen, für das jetzige integrierte Entsorgungskonzept mit einer Wiederaufarbeitungsanlage WA-350 nicht mehr relevant oder die Arbeiten werden zügig weitergeführt. Das letztere gilt auch für den Bereich der Endlagerung. Als wichtigste Zielsetzung gilt bei den laufenden Projekten die Optimierung von Verfahrensschritten im Hinblick auf die Abfallminimierung, die Qualität der Abfallgebinde und die Reduzierung der Strahlenbelastung. Der Stand der bisherigen Untersuchungen, auch von neu hinzukommenden F+E-Arbeiten, läßt nach Ansicht der RSK keinen Zweifel auf-

kommen, daß das in der Bundesrepublik Deutschland zur Entsorgung der Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktoren verfolgte Konzept, das die Schließung des Brennstoffkreislaufes beinhaltet, aus sicherheitstechnischer Sicht rechtzeitig verwirklicht werden kann.

Schwerpunkte zukünftiger F+E-Arbeiten werden sich insbesondere auf Fragen der Aufarbeitung bzw. der direkten Endlagerung von Brennelementen der fortgeschrittenen Reaktorsysteme Schneller Brutreaktor bzw. Hochtemperaturreaktor erstrecken.

## 9. Literatur

- 1) E. Münch (Hrsg), "Tatsachen über Kernenergie", Verlag W. Girardet, Essen, ISBN-3-7736-0350-9 (1980)
- 2) Bericht zur Situation der Entsorgung der Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland, 30.11.1972, Bundesdrucksache 8/1281
- 3) Sicherheitstechnische Fragestellungen zum Entsorgungszentrum, Stand der Beratungen der RSK und SSK sowie empfohlene Forschungs- und Entwicklungsarbeiten und Untersuchungen, 15.02.1978.
- 4) N. C. Rasmussen; Reactor Study - An Assessment of Accident Risks in US-Commercial Nuclear Power Plants, United States Nuclear Regulatory Commission, WASH-1400 (NUREG-75/014, Oct. 1975)
- 5) Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke, Hrsg. Der Bundesminister für Forschung und Technologie, Bonn, 1979, ISBN-3-921059-67-4
- 6) K.-E. Maass; Ziele, Aufgaben und Management von Arbeiten zum Thema "Sicherheit der Entsorgung" in der Bundesrepublik Deutschland", Jahrestagung Kerntechnik 1983, Berlin, Tagungsbericht S. 315 - 318, ISSN 0720-9207
- 7) R. C. Erdman et al.; Status Report on the EPRI Fuel Cycle Accident Risk Assessment, EPRI NP-1128, July 1979
- 8) H. Böhm; Wiederaufarbeitung und Endlagerung, "Sicherheit der Entsorgung", atw, Okt. 1983, 518 - 522
- 9) W.-J. Schmidt-Küster; "Internationale Strukturen des nuklearen Brennstoffkreislaufs", atw, Juni 1975, 282 - 288
- 10) Bericht der Bundesregierung zur Entsorgung der Kernkraftwerke und anderer Kerntechnischer Einrichtungen, 24.08.1983, Bundesdrucksache 10/327
- 11) PATRAM '80, Compacts, 6th International Symposium on Packaging and Transportation of Radioactive Materials, Berlin (1980)
- 12) Sicherheitsbericht und Kurzbeschreibung für die Wiederaufarbeitungsanlage Wackersdorf, DWK mbH, Hannover, August 1983
- 13) M. Canty, E. Münch, G. Stein; Internationale Maßnahmen zur Kontrolle von Kernmaterial; Energiewirtschaftliche Tagesfragen 33 (1983) 361 - 368

- 14) Entwicklungsgemeinschaft Tieflagerung, Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung mbH, Jahresbericht 1981 GSF-T133; KfK 3321, 1982
- 15) D. Kind; Nukleare Entsorgung, "Die Endlagerung in der Bundesrepublik Deutschland", atw, Okt. 1983, 513 - 518
- 16) Physikalisch-Technische Bundesanstalt, "Plan-Endlager für radioaktive Abfälle, Kurzfassung, Schachtanlage Konrad, Salzgitter", Okt. 1983
- 17) Andere Entsorgungstechniken, Abschlußbericht der Projektphase 1, KfK-Bericht AE Nr. 10, 1982
- 18) KBS Stockholm, "Handling of Spent Nuclear Fuel and Final Storage of Vitrified High Level Reprocessing Waste, Stockholm 1978
- 19) US Department of Energy, "Management of Commercially Generated Radioactive Waste", Washington, Oct. 1980
- 20) W. Gries; "Für und Wider Wiederaufarbeitung ausgedienter Brennelemente", Energiewirtschaftliche Tagesfragen 33 (1983) 369 - 373

<u>Kernkraftwerk</u>	<u>Entsorgung</u>	
	Wiederaufarbeitung	Endlagerung
<ul style="list-style-type: none"> <li>• Brennstoff</li> <li>• Hüllrohre</li> <li>• Kühlmedium + Filtersystem</li> <li>• Druckbehälter</li> <li>• Betonabschirmung</li> <li>• Sicherheitsbehälter</li> <li>• Stahlbetonhülle</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Rohrleitungen oder Behälter</li> <li>• FEMO-Zelle bzw. Heiße Zelle + Filtersystem</li> <li>• Gebäudeumschließung</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>• Abfallprodukt</li> <li>• Abfallbehälter</li> <li>• Salzstock</li> <li>• Geologische Deckschichten</li> </ul>

Abb. 1: Wirksame materielle Barrieren bei Einzelschritten des Brennstoffkreislaufs

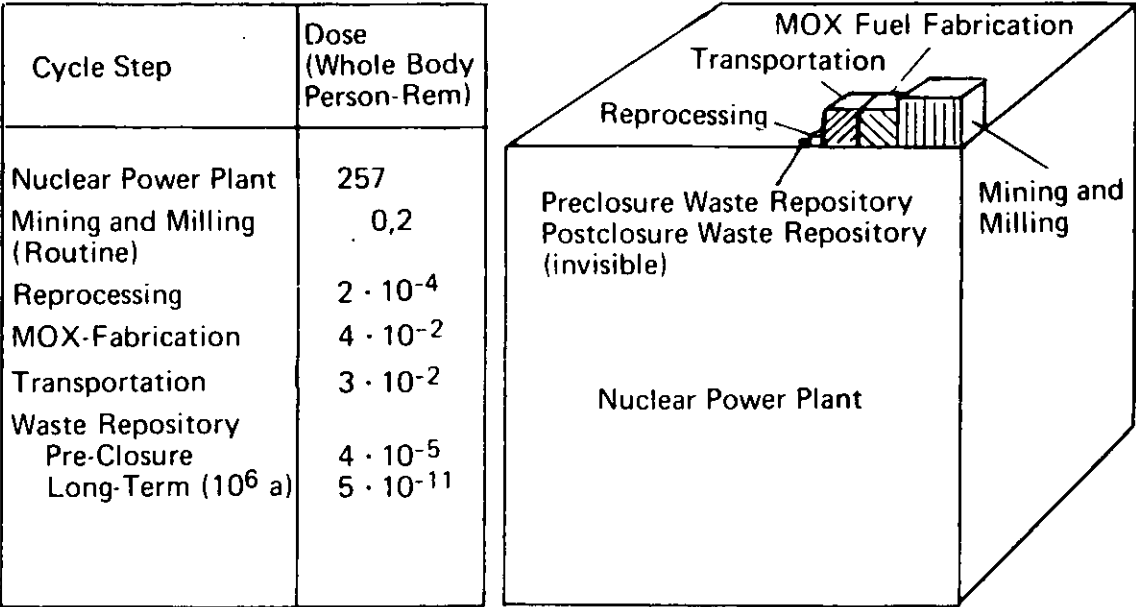


Abb. 2: Mit der Erzeugung von 1 GW<sub>el</sub> verbundenes Risiko /7/

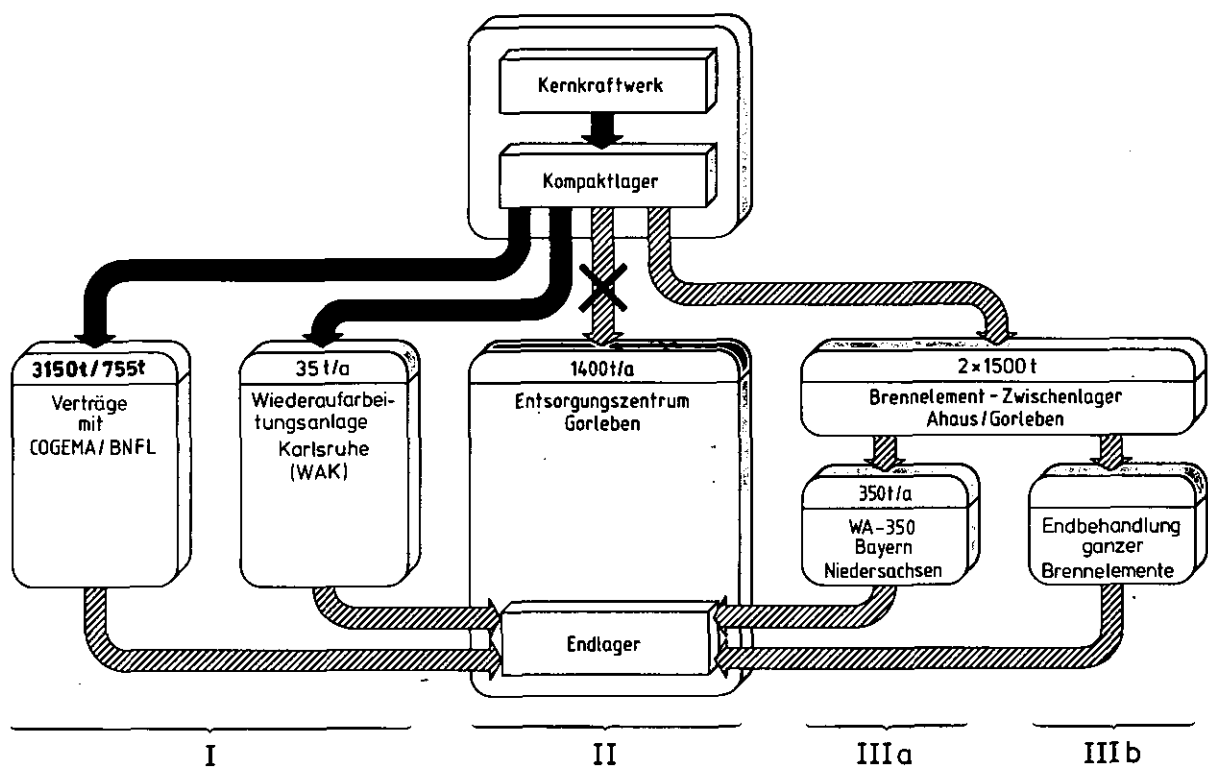


Abb. 3: Entsorgung von Kernkraftwerken mit Leichtwasserreaktor

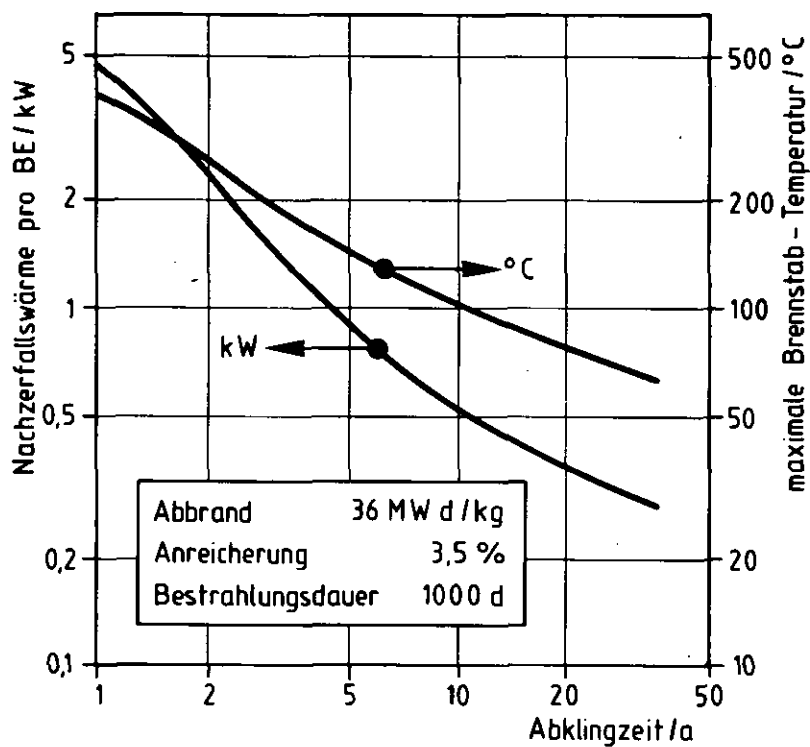


Abb. 4: Nachzerfallswärme und maximale Brennstabtemperatur in DWR-Brennelementen als Funktion der Abklingzeit (in Trockenlagerbehältern vom Typ CASTOR I B)

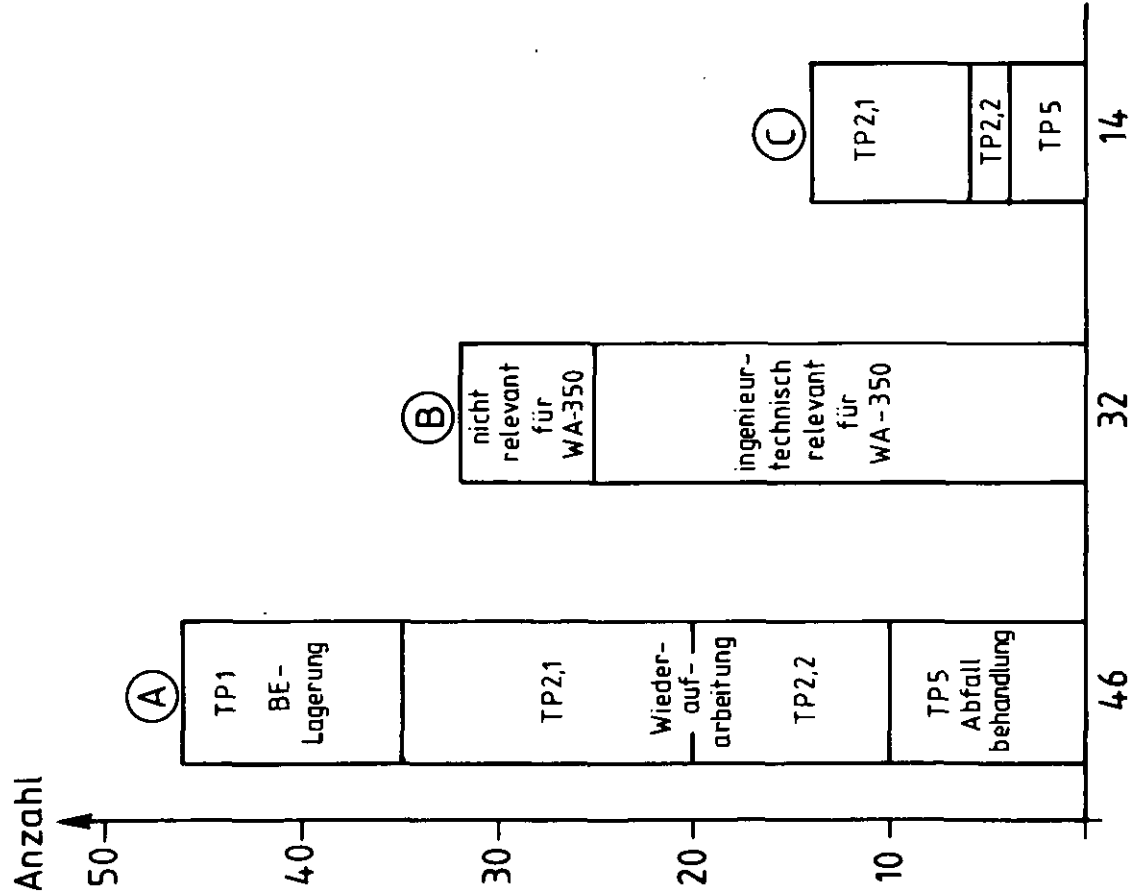


Abb. 5: Empfohlene F+E-Arbeiten zu sicherheitstechnischen Fragestellungen

A NEZ (Stand 1978)

B nicht- bzw. sicherheitstechnisch nicht relevant für WA-350

C weitergeführte F+E-Arbeiten für WA-350

- 1 TP 2/1 Umfang der Plutoniumverluste Nr. 2
- 2 TP 2/1 Wirksamkeit der Schwebstoff-Filter Nr. 4
- 3 TP 2/1 Jodabscheidung Nr. 5
- 4 TP 2/1 Krypton-Rückhaltung Nr. 6
- 5 TP 2/1 Tritium-Rückhaltung Nr. 7
- 6 TP 2/1 Brände innerhalb der Anlage Nr. 11
- 7 TP 2/1 Explosionen innerhalb der Anlage Nr. 12
- 8 TP 2/1 Sicherheit gegen Kritikalität Nr. 13
- 9 TP 2/2 Krypton-Zwischenlagerung Nr. 3
- 10 TP 2/2 Kühlung von flüssigen hochaktiven Abfällen Nr. 7
- 11 TP 5 Langzeitverhalten der Verglasungsprodukte der hochradioaktiven Abfälle Nr. 2
- 12 TP 5 Endbehandlung von Feedklärschlamm Nr. 5
- 13 TP 5 Weiterentwicklung des deutschen Verfahrens zur Verfestigung von hochradioaktiven Abfällen (PAMELA) Nr. 7
- 14 TP 5 Radionuklidverflüchtigung bei der Verglasung Nr. 8

Abb. 6: Weitergeführte F+E-Vorhaben zur Sicherheit der Wiederaufarbeitungsanlage WA-350 (Stand 1983)

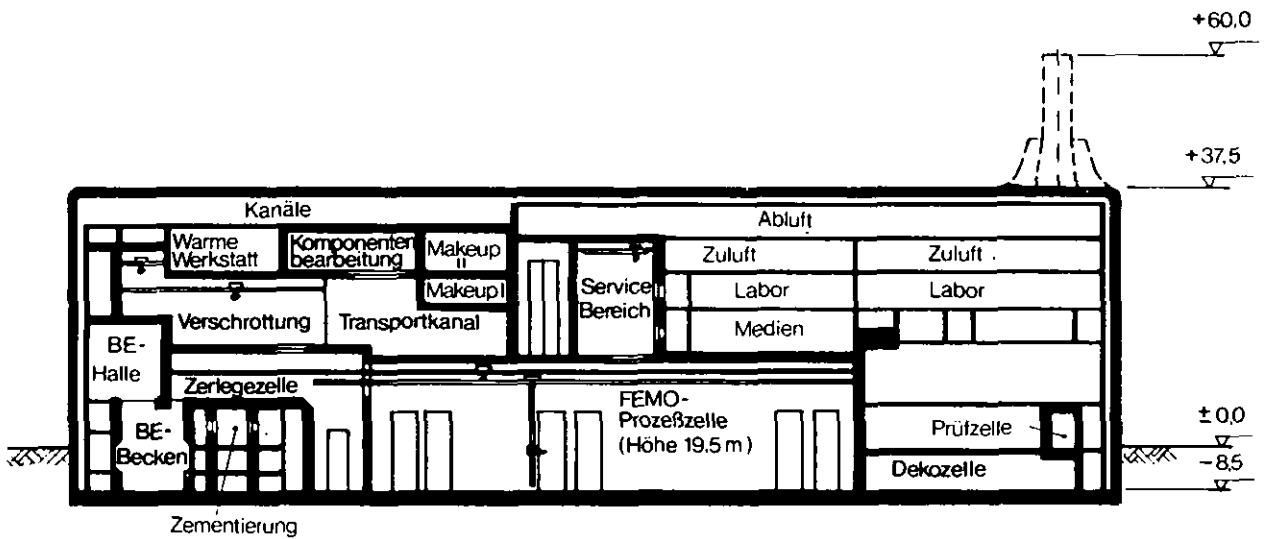
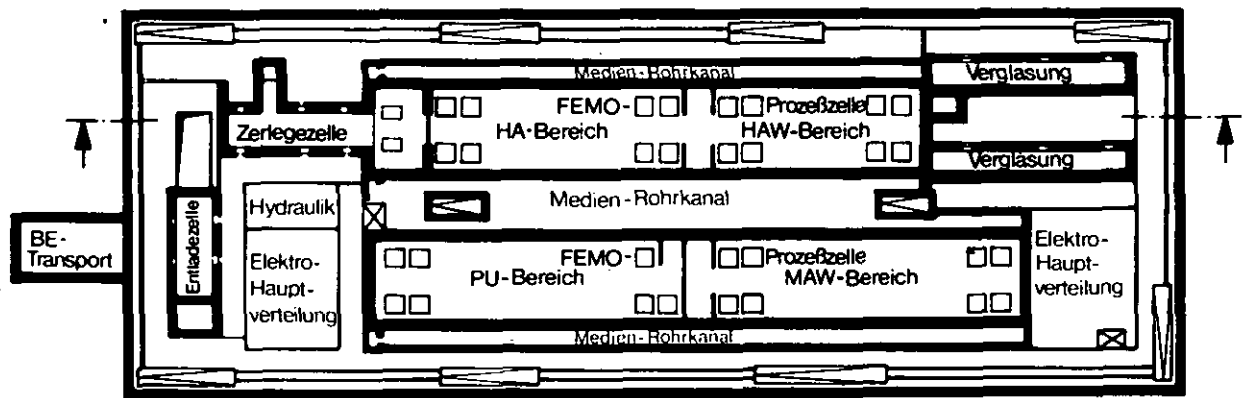


Abb. 7: Hauptprozeßgebäude (Grundriß und Längsschnitt) /12/

HA-Bereich: 1. Extraktionszyklus

HAW-Bereich: Behandlung hochradioaktiver Spaltprodukte

PU-Bereich: Plutoniumreinigung

MAW-Bereich: Behandlung mittelradioaktiver Spaltprodukte



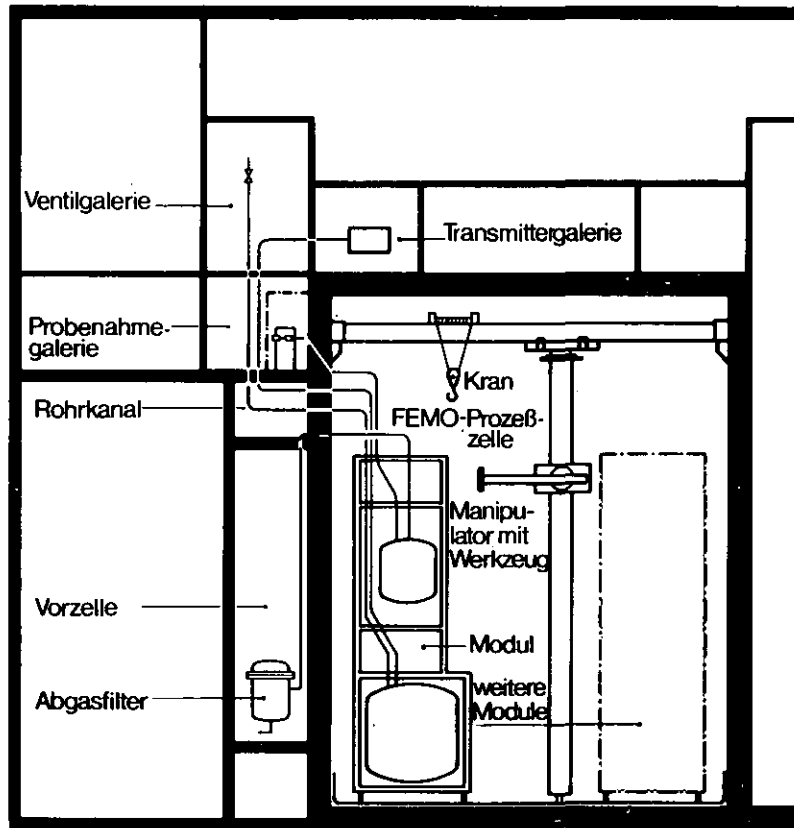


Abb. 8: Anordnung von Betriebsräumen und FEMO-Prozeßzelle in der Wiederaufarbeitungsanlage WA-350 /12/

- 1 Verbesserung der Löslichkeit des Mischoxidbrennstoffs
- 2 Kopräzipitation
- 3 Redundanz sicherheitstechnisch wichtiger Systeme
- 4 Radiologische Auswirkungen von Störfällen
- 5 Strahlenexposition des Personals
- 6 Kritikalitätsstörfall
- 7 Minimierung der plutoniumhaltigen Abfälle
- 8 Plutoniumdurchsatz bei Verarbeitung von rezykliertem Brennstoff
- 9 Genauigkeit der Spaltstofffluß-Kontrolle

Abb. 9: Sicherheitstechnische Fragestellungen zum Nuklearen Entsorgungszentrum - empfohlene F+E-Arbeiten zum Teilprojekt 4: Plutonium-Brennelementherstellung (Stand 1978)

- 1 Meßverfahren zur untertägigen Erkundung des Salzstocks und seines Deckgebirges
- 2 Auswirkungen der Einlagerung hochaktiver Abfälle auf das thermisch-mechanische Verhalten des Gebirges und die Strömungsverhältnisse im Grundwasser
- 3 Verhalten von Carnallitgestein
- 4 Auslegung des Endlagers für hochaktive Abfälle
- 5 Ausrichtung eines Endlagerbergwerks
- 6 Abschluß von Teilen und des gesamten Endlagers
- 7 Migration von Laugeneinschlüssen
- 8 Verschuß der Bohrungen für hochaktive Glasblöcke
- 9 Beherrschung der Folgen eines Wassereinbruchs durch den Schacht
- 10 Spezifikationen für die Endlagerungsprodukte schwach- und mittelaktiver Abfälle
- 11 Spezifikationen für die Endlagerungsprodukte hochaktiver Abfälle
- 12 Sicherstellung tritiumhaltiger Wässer
- 13 Sicherstellung von Krypton

Abb. 10: Sicherheitstechnische Fragestellungen zum Nuklearen Entsorgungszentrum - empfohlene F+E-Arbeiten zum Teilprojekt 6: Abfallendlagerung (Stand 1978)

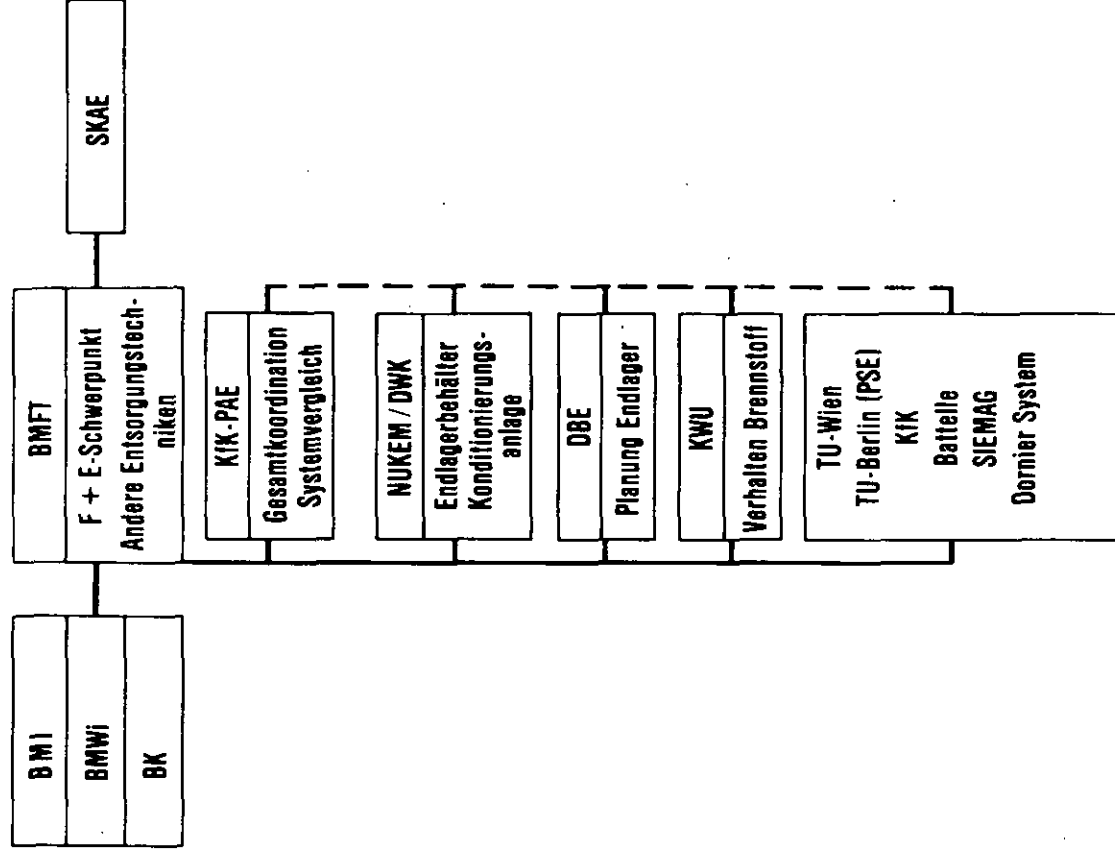


Abb. 11: Organisationsplan "Andere Entsorgungstechniken"

